



COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

DES RECHERCHES ET ETUDES RELATIVES
A LA GESTION DES MATIERES ET DES DECHETS RADIOACTIFS

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

RAPPORT D'EVALUATION N° 8

JUIN 2014

COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

DES RECHERCHES ET ETUDES RELATIVES
A LA GESTION DES MATIERES ET DES DECHETS RADIOACTIFS

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

RAPPORT D'EVALUATION N° 8

JUIN 2014

TABLE DES MATIÈRES

RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS	5
ACTIVITES DE LA COMMISSION – 2013-2014	9
CHAPITRE 1 - SÉPARATION ET TRANSMUTATION	11
1.1 ASTRID (ADVANCED SODIUM TECHNOLOGICAL REACTOR FOR INDUSTRIAL DEMONSTRATION)	11
1.2 SCÉNARIOS DE DÉVELOPPEMENT DES RNR	13
1.3 SÉPARATION ET TRANSMUTATION	15
1.3.1 Séparation	15
1.3.2 Transmutation	15
1.4 FIN DE CYCLE ET BRÛLEUR DE PLUTONIUM	16
1.5 RECHERCHE PLURIDISCIPLINAIRE AMONT	16
CHAPITRE 2 - LE PROJET CIGÉO	19
2.1 LES JALONS DU PROCESSUS DE DEMANDE D'AUTORISATION DE CONSTRUCTION	19
2.2 LES ÉLÉMENTS STRUCTURANTS DE L'ESQUISSE	20
2.3 L'INVENTAIRE DU PROGRAMME INDUSTRIEL DE GESTION DES DÉCHETS (PIGD)	21
2.4 LES ÉTUDES ET RECHERCHES DE LA PHASE D'AVANT-PROJET	22
2.5 LE FONCTIONNEMENT DES ALVÉOLES HAVL	22
2.6 LE FONCTIONNEMENT DES ALVÉOLES MAVL	23
2.7 L'ORGANISATION DU PROGRAMME D'ÉTUDES ET RECHERCHES	24
2.8 CONCLUSION SUR LE PROGRAMME D'ÉTUDES ET RECHERCHES EN PHASE D'AVANT-PROJET	25
2.9 L'OPTIMISATION DE LA CONSTRUCTION DE CIGÉO	27
2.10 COÛT DE CIGÉO	28
2.11 L'ENJEU DE CIGÉO	28
CHAPITRE 3 - FAVL	29
3.1 INTRODUCTION	29
3.2 RECHERCHES SUR LES DÉCHETS FAVL	29
3.3 RECHERCHE DE SITE POUR UN STOCKAGE SCR DES FAVL	30
3.4 LE PROBLÈME DES DONNÉES ET LA PERCEPTION DU PUBLIC	32
3.5 CONCLUSION SUR LA GESTION DES DÉCHETS FAVL	32
CHAPITRE 4 - LA RÉVERSIBILITÉ	33
4.1 LE DÉBAT NATIONAL ET INTERNATIONAL	33
4.2 LA NOTION DE RÉVERSIBILITÉ	34
4.3 DÉFINITION DE LA RÉVERSIBILITÉ	35
4.4 EXPÉRIENCES DE RÉVERSIBILITÉ DANS DES OUVRAGES RÉELS	35
4.5 RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION	35
CHAPITRE 5 - PANORAMA INTERNATIONAL	39
5.1 ORGANISATION DE LA GESTION, DU FINANCEMENT ET DU COÛT PRÉVU POUR UN STOCKAGE GÉOLOGIQUE	39
5.1.1 Belgique	39
5.1.2 Finlande	41
5.1.3 Suède	42
5.2 APPROCHE INTERNATIONALE DE LA RÉVERSIBILITÉ / RÉCUPÉRABILITÉ	43
5.3 ACCIDENT AU WIPP	46
5.4 VOYAGE D'ÉTUDE EN INDE DU 15 AU 23 FÉVRIER 2014	47
5.4.1 Réacteurs à neutrons rapides	48
5.4.2 Séparation	48
5.4.3 Transmutation	49
5.4.4 Gestion des déchets de haute activité	49
5.4.5 Acceptation du nucléaire en inde	50
5.4.6 Conclusion	50

ANNEXE I	COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION - JUIN 2014	51
ANNEXE II	GÉOTHERMIE	53
ANNEXE III	ORGANISMES AUDITIONNÉS PAR LA COMMISSION.....	57
ANNEXE IV	LISTE DES PERSONNES AUDITIONNÉES PAR LA COMMISSION.....	59
ANNEXE V	LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS À LA COMMISSION EN 2013-2014	61
ANNEXE VI	ORGANISATION DU NUCLÉAIRE EN INDE	63
ANNEXE VII	SCÉNARIO INDUSTRIEL	67
ANNEXE VIII	COMBUSTIBLE POUR LA TRANSMUTATION DE L'AMÉRICIUM.....	71
ANNEXE IX	LA RECHERCHE AMONT	73
ANNEXE X	VARIÉTÉS DE DÉCHETS FAVL.....	75
ANNEXE XI	EXEMPLES DE RÉCUPÉRABILITÉ.....	79
ANNEXE XII	RÉCUPÉRABILITÉ ET VALORISATION	81
ANNEXE XIII	ORGANISATION DE LA GESTION, DU FINANCEMENT ET DU COÛT PRÉVU POUR UN STOCKAGE GÉOLOGIQUE EN FRANCE.....	83

RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS

Selon les dispositions de la loi de 2006, la gestion à long terme des déchets de haute activité et à vie longue (HAVL) comporte deux volets conjoints : la séparation-transmutation des actinides qui seraient présents dans le combustible usé des futurs réacteurs nucléaires et le stockage géologique des déchets de haute et moyenne activité à vie longue dans le respect du principe de réversibilité.

SÉPARATION ET TRANSMUTATION

La loi de 2006 dispose d'associer les recherches sur la séparation et la transmutation avec les études et recherches sur les nouvelles générations de réacteurs (réacteurs à neutrons rapides, RNR, et réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur, ADS¹).

Dans le cadre du programme Astrid, des options innovantes pour réaliser un démonstrateur industriel de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na) de nouvelle génération, possédant un degré de sûreté au moins égal à celui de l'EPR et intégrant les enseignements tirés des événements de Fukushima, ont été identifiées et font l'objet d'E&R pour préparer l'Avant Projet Détailé (APD). Il s'agit d'un cœur à faible coefficient de vidange qui permet d'éviter tout emballage de la réaction de fission en cas de vidange locale du caloporteur sodium, d'un système de conversion d'énergie sodium-sodium-azote évitant tout contact possible entre le sodium et l'eau, d'une accessibilité et d'une inspection en service prévues dès la conception, et d'un récupérateur interne de corium assurant l'intégrité de la cuve en cas d'accident grave.

La Commission apprécie très positivement ces orientations. Elle souligne que des moyens importants seront nécessaires pour mettre en œuvre les innovations majeures du projet. En particulier, le choix des matériaux de structures du cœur et des gaines de combustible exigera un effort de recherche important qui devra s'accompagner d'une mobilisation des industries très spécialisées aptes à les produire.

La Commission recommande de veiller à ce que le programme Astrid puisse se développer dans toutes ses composantes sans être compromis par des contraintes de financement.

Les études de scénarios de la transition du parc actuel de réacteurs nucléaires et des installations associées vers un parc de RNR montrent que cette transition est réalisable dans des conditions industrielles réalistes mais nécessite des changements successifs de configuration. La transmutation de l'américium n'est réalisable qu'avec des RNR ou des ADS. La Commission demande donc qu'elle fasse l'objet d'une recherche active et qu'elle soit prise en compte dans ces scénarios.

Une recherche amont forte doit être maintenue dans le domaine de la chimie, dans le cadre de coopérations renforcées, car elle est essentielle pour maintenir le niveau de compétence nécessaire à la gestion d'un parc de réacteurs nucléaires recyclant tout ou partie des combustibles usés.

La Commission apprécie le déploiement d'une recherche pluridisciplinaire sur l'énergie nucléaire dans le cadre de Needs, programme piloté par le CNRS. Les recherches amont doivent évidemment bénéficier d'une grande liberté d'approche puisque c'est leur rôle d'introduire des voies innovantes. Cependant, il faut qu'elles soient cohérentes et crédibles. La Commission recommande que les programmes propres des organismes s'attachent à étudier aussi la faisabilité des concepts qu'ils proposent. La Commission recommande enfin que les projets de Needs soient conçus pour que la communauté nationale se fédère autour d'objectifs majeurs de l'électro nucléaire et que ces projets se fertilisent mutuellement.

¹ Accelerator Driven System

STOCKAGE GÉOLOGIQUE

Le projet Cigéo a pour objectif la construction d'un stockage de déchets radioactifs HAVL et MAVL à 500 m de profondeur au sein de la couche d'argilite du Callovo-Oxfordien (COx) épaisse d'environ 130 m à l'emplacement du site de Meuse/Haute-Marne.

Assistée de son maître d'œuvre systèmes Gaiya, l'Andra a proposé en 2012, en conclusion d'une phase dite d'esquisse, plusieurs solutions d'ensemble pour la conception de l'ouvrage. En novembre 2013, le projet Cigéo est entré dans la phase d'avant-projet sommaire (APS). Un débat public sur le projet Cigéo s'est déroulé du 15 mai au 15 décembre 2013 sous l'égide de la Commission nationale des débats publics (CNDP). Les conclusions du débat public ont été publiées le 12 février 2014 et l'Andra a présenté son nouveau calendrier le 5 mai 2014 : l'APS sera achevé en mai 2015 et suivi de l'avant-projet détaillé (APD) finalisé en mai 2017 avec le dépôt de la DAC. La Commission note un glissement de deux ans par rapport au calendrier initial.

Les E&R d'avant-projets concernent essentiellement l'optimisation des exigences relatives aux alvéoles HA et MAVL.

L'Andra a mis en place dans le laboratoire souterrain de Bure des expériences de grande ampleur pour mesurer les variations, en fonction de la température, des paramètres physico-chimiques de l'eau porale de l'argilite du COx. Les résultats seront essentiels à la modélisation du comportement à long terme des radionucléides dans le champ proche des alvéoles HA et permettront de mieux prendre en compte les conditions de température dans les analyses de sûreté.

Les études de l'Andra en relation avec les alvéoles MAVL ont pour but de préciser leur géométrie ainsi que le dimensionnement des jeux entre les colis et le béton. Elles doivent être intensifiées, eu égard aux exigences de réversibilité du stockage. Par ailleurs, la Commission recommande d'amplifier la collaboration de l'Andra et des producteurs sur l'étude du comportement des colis de déchets pyrophoriques, salins et bitumeux et, plus généralement, sur l'étude des interactions entre complexants organiques et actinides. Ces études sont indispensables pour organiser le stockage des différents types de colis au sein des alvéoles et éviter tout co-stockage incompatible. Il est urgent que cette collaboration conduise à une définition consensuelle des spécifications des colis.

Plusieurs problèmes restent à résoudre pour maîtriser totalement le fonctionnement du stockage, notamment le dimensionnement du revêtement des galeries de transfert et des alvéoles MAVL, le dégagement d'hydrogène et le comportement à long terme de l'argilite en présence de ce gaz, les conséquences de la désaturation-resaturation du massif rocheux, la surveillance et les scellements pour lesquels la Commission demande que des essais à l'échelle 1 soient programmés *in situ* dès la tranche 1 de Cigéo. Selon le planning prévu maintenant, les études d'avant-projet ne seront pas terminées avant 2015. Beaucoup de points doivent encore être précisés avant d'aboutir à des solutions industrielles utilisables pour la DAC. La Commission demande que l'Andra précise avant la fin de l'APS la liste des points qu'elle considère comme devant être traités avant le dépôt de la DAC, en distinguant les éléments structurants de ceux relevant d'une démarche d'optimisation.

L'optimisation de la tranche 1 de Cigéo est une préoccupation prioritaire de l'APS. La Commission s'inquiète que des évolutions importantes et qui ne relèvent pas d'un simple ajustement soient encore à l'étude. Cette tranche 1 sera l'occasion d'une montée en puissance industrielle de Cigéo. Elle doit être l'occasion d'investigations scientifiques complémentaires.

La Commission rappelle la nécessité d'établir très rapidement le coût de la tranche 1 de Cigéo ainsi que les clefs de répartition des montants qui devront être assumés par les producteurs (investissement initial, coût de fonctionnement et tarif de dépôt des colis) au cours de l'évolution du stockage.

Enfin, elle souhaite que pour maximiser les retombées bénéfiques à la région qui accueille Cigéo, cet ouvrage bénéficie du label « grand chantier » comme cela a été fait pour l'EPR.

RÉVERSIBILITÉ

La loi de 2006 indique que le stockage profond doit être réalisé dans le respect du principe de réversibilité. Ce concept de réversibilité est introduit de façon différente suivant les pays.

L'Andra a porté le débat au niveau national et international. L'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) de l'OCDE a défini une hiérarchie des niveaux de réversibilité pour un stockage géologique : le niveau 1 d'entreposage en surface ; le niveau 2, dans lequel des colis ont été déposés dans un alvéole ; le niveau 3, dans lequel l'alvéole est muni de son dispositif de fermeture final ; le niveau 4, dans lequel un quartier entier d'alvéoles est fermé; et le niveau 5, qui est celui de la fermeture complète du stockage, dont la sûreté est alors assurée de manière passive.

La Commission propose la définition suivante pour la réversibilité.

La réversibilité est un mode de gestion qui consiste à garantir aux générations futures la possibilité, à toutes les étapes du processus planifié de stockage, d'une décision de poursuivre, de marquer une pause ou de revenir éventuellement à l'étape antérieure.

Pour être effective, la réversibilité suppose la *récupérabilité*, c'est-à-dire la possibilité technique et organisationnelle de déplacer ou de remonter en surface les colis de déchets. Elle nécessite dans la réalisation des ouvrages une certaine *flexibilité* qui permette de prendre en compte les avancées scientifiques et techniques et le retour d'expérience.

7

La possibilité de changer de niveau de réversibilité doit être laissée ouverte aux générations futures. Une phase de durée raisonnablement longue doit être utilisée pour préparer le passage progressif du niveau 2 au niveau 3 des premiers alvéoles remplis. Cette période initiale d'observation, qui devra être proposée par l'opérateur, pourrait être d'une dizaine à une vingtaine d'années. Elle devrait être mise à profit pour réaliser des essais sur des alvéoles expérimentaux et pour développer et valider des moyens de surveillance.

La Commission n'estime cependant pas souhaitable que l'option de laisser l'intégralité du stockage au niveau 2 soit imposée par notre génération aux générations futures. En effet, cette option peut présenter des inconvénients majeurs, tant pour la sécurité en exploitation que pour la sûreté à long terme.

En conséquence, la Commission estime que, après la période initiale d'observation, la décision de passage d'un alvéole du niveau 2 au niveau 3 devrait être prise si sa fermeture est jugée opportune, notamment du point de vue de la sûreté.

DIMENSION INTERNATIONALE

Les informations sur le panorama international présentées dans le rapport N°7 restent valables.

La Commission a analysé la diversité des conceptions de la réversibilité au niveau international. Par ailleurs, elle présente l'organisation de la gestion, du financement et du coût prévu pour un stockage géologique en Belgique, Finlande et Suède. Malgré la diversité des approches et des dispositions réglementaires, ces pays appliquent le principe pollueur-payeur, donnent la priorité à la sûreté et prévoient un financement assuré pour la construction de l'ouvrage et son exploitation pendant une durée de l'ordre du siècle.

ACTIVITES DE LA COMMISSION – 2013-2014

La période de novembre 2013 à avril 2014 correspond à la 7^{ème} année de plein exercice de la Commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE2) ; elle fait l'objet du présent rapport N° 8. La Commission a souhaité reprendre le rythme qu'elle tenait dans les premières années et établir son rapport pour juin, ce qui permet d'éviter tout recouvrement entre la période d'audition et celle d'élaboration du rapport. Depuis la publication de son précédent rapport en décembre 2013, la Commission a présenté son rapport N° 7 à l'OPECST.

Une délégation de la Commission s'est rendue à Bar le Duc les 6 & 7 mars 2014, pour présenter son rapport aux membres du Clis de Meuse/Haute-Marne. En outre, à la demande du président du CLIS, la Commission (Cf. Annexe I) a établi une note sur la ressource géothermique (Cf. Annexe II) dans la région de Bure, comportant une analyse des conclusions du rapport Geowatt AG que le CLIS lui avait transmis.

* * *

La Commission a suivi la même méthode de travail que les années précédentes. Elle a procédé à 10 auditions (Cf. Annexes III & IV), dont 2 restreintes, chacune à Paris, ainsi qu'à un certain nombre de réunions complémentaires. Les membres de la Commission, tous bénévoles, ont entendu 68 personnes de l'Andra et du CEA, mais également des institutions universitaires et organismes industriels, français et étrangers. A ces auditions, qui rassemblaient 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 Sécurité Nucléaire, de l'Administration centrale et de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques.

9

Pour préparer ce rapport, la Commission a tenu un pré-séminaire de 2 jours, à l'occasion de sa visite de l'EPR à Flamanville, et des 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 V.

La Commission s'est rendue en Inde du 15 au 23 février 2014, la délégation de la CNE a rencontré les principaux organismes du secteur nucléaire indien : le Department of Atomic Energy – DAE –, le Bhabha Atomic Research Centre – BARC –, l'Indira Gandhi Centre for Atomic Research – IGCAR –, le Bharatiya Nabhikiya Vidyut Nigam Ltd –Bhavini – (Cf. § 5.4 & Annexe VI).

* * *

Le présent rapport est organisé selon les deux volets d'E&R complémentaires de la gestion des matières et déchets radioactifs : la séparation-transmutation dans le chapitre 1 et l'entreposage et le stockage des déchets de haute activité à vie longue (HAVL) et de moyenne activité à vie longue (MAVL) dans le chapitre 2. La gestion des déchets de faible activité à vie longue (FAVL) est abordée dans le chapitre 3. Enfin, suite à une question du Président de l'OPECST, la Commission a présenté ses réflexions sur la réversibilité, tenant compte des travaux de l'Andra et de l'AEN (chapitre 4).

Conformément à sa mission, la Commission poursuit son observation du panorama international. Les principaux éléments sont reportés dans le chapitre 5.

Chapitre 1

SÉPARATION ET TRANSMUTATION

Le choix de la France en faveur d'un cycle du combustible nucléaire fermé permet de disposer d'uranium et de plutonium issus du traitement des assemblages de combustible usé ainsi que d'uranium appauvri (450 000 t en 2040) résultant du processus d'enrichissement en uranium 235 de l'uranium naturel. Ces matières rendent possible la fabrication de combustible qui alimenterait une flotte de réacteurs à neutrons rapides électrogènes.

Actuellement le stock de plutonium est d'environ 300 t et s'accroît à raison de 6 t par an. Une flotte de RNR électrogènes permettrait de gérer le plutonium. Dans un premier temps, elle conduirait à une stabilisation du plutonium dans le cycle (environ 1 000 t à l'horizon 2100). Le moment venu, si on le souhaitait, ces RNR pourraient servir à réduire significativement la quantité de plutonium.

Si la France renonce à une filière de RNR, le plutonium devra être considéré comme un déchet destiné au stockage géologique profond et aucune transmutation des actinides mineurs ne pourrait être envisagée.

1.1 ASTRID (ADVANCED SODIUM TECHNOLOGICAL REACTOR FOR INDUSTRIAL DEMONSTRATION)

Les connaissances et le retour d'expérience acquis en France et dans le monde montrent que la technologie des réacteurs à neutrons rapides est mature et pourrait, sous réserve d'innovations majeures concernant la sûreté, commencer à être industriellement mise en œuvre dès la deuxième moitié du 21^{ème} siècle.

11

Un programme important de R&D est en cours depuis plusieurs années pour la construction d'un prototype industriel, Astrid, réacteur à neutrons rapides, refroidi au sodium d'une puissance de 600 MWe. Aujourd'hui, ce programme est dans la phase d'avant-projet sommaire phase 2 (AVP2) qui a débuté en 2013 et se poursuivra jusqu'en 2015 ; cette phase prépare l'avant-projet détaillé (APD). La Commission note qu'à ce jour les soutiens financiers pour Astrid ne sont garantis que jusqu'en 2016 alors que la R&D doit se poursuivre bien au delà.

La Commission recommande de veiller à ce que le programme Astrid puisse se développer dans toutes ses composantes sans être compromis par des contraintes de financement.

Fin 2013 dix collaborations industrielles avec participation sur fonds propres garantissent la prise en compte des contraintes opérationnelles dès la conception d'Astrid. De même le CEA a établi des contacts visant des collaborations de R&D internationales avec la Russie, les Etats-Unis, la Chine, l'Inde, la Corée du Sud, le Royaume Uni. Récemment la France a signé un accord avec le Japon qui définit un cadre de participation au projet Astrid. Le CEA développe également un réseau R&D de partenaires européens.

Des options innovantes pour réaliser un démonstrateur industriel de RNR-Na de nouvelle génération (degré de sûreté au moins égal à celui de l'EPR, intégration des enseignements tirés des événements de Fukushima) ont été identifiées durant la période 2010-2012 et elles font l'objet de R&D pour préparer l'APD. Il s'agit :

- D'un cœur à faible coefficient de vidange (« CFV »), en rupture par rapport aux technologies RNR connues, (brevet CEA-Areva-EDF), qui améliore très sensiblement la sûreté, puisqu'il permet d'éviter l'emballage de la réaction de fission en cas de vidange locale du caloporeur sodium.
- D'un système de refroidissement sodium-sodium-azote permettant d'éviter tout contact possible entre sodium et l'eau du circuit tertiaire d'un système sodium-sodium-eau, l'azote assurant la conversion thermodynamique de la chaleur en électricité. Cette amélioration très innovante est fondée sur les progrès réalisés dans le domaine des turbines à gaz. Des

- essais prometteurs ont été réalisés à Cadarache en 2013 ; le rendement net de conversion pour un système sodium-sodium-azote (37%) est plus faible que pour un système sodium-sodium-eau (45%) mais reste acceptable. Alstom en étudie la faisabilité industrielle.
- D'une accessibilité et d'une inspection en service prévues dès la conception et la mise au point de capteurs permettant des mesures sous et hors sodium. Ces innovations bénéficient des REX de Phénix et Superphénix.
 - D'un récupérateur de corium interne, placé dans la cuve principale ; il assurerait le maintien de l'intégrité de cette dernière et éviterait tout rejet précoce ou important en cas d'accident grave.

Des moyens importants seront nécessaires pour conduire les innovations majeures du projet et garantir que le niveau de sûreté Génération IV des RNR puisse être atteint. La Commission recommande qu'ils soient mis en place en temps voulu.

La R&D concerne également les matériaux pour le gainage qui doivent présenter un taux de gonflement très faible sous irradiation pour des taux de combustion élevés, de l'ordre de 150 GWj/t. Les recherches en cours concernent les aciers ODS de type martensitique et ferritique.

La R&D concerne en outre la fabrication du combustible MOx RNR pour Astrid et les matériaux des turbines à gaz et des échangeurs sodium-gaz devant supporter une pression de 18 MPa et une température comprise entre 300 et 500°C.

12

La Commission souligne que le choix des matériaux de structures du cœur et des gaines de combustible exigera un effort de recherche important qui devra s'accompagner de l'identification des industries très spécialisées aptes à les produire et les mettre en forme. Il s'agit d'engagements à long terme qui doivent être garantis pour assurer le succès du projet.

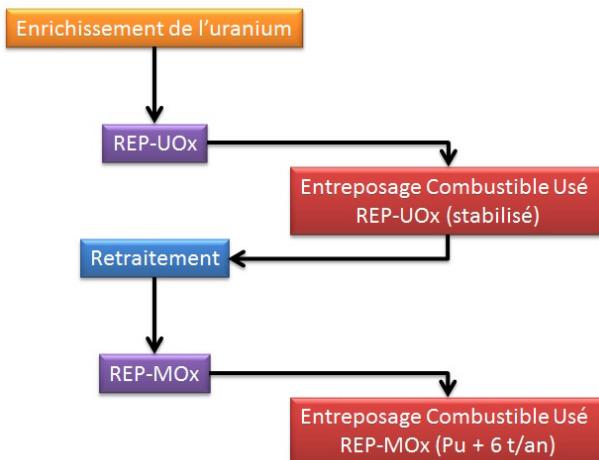
La Commission rappelle que le choix du procédé de fabrication du combustible MOx RNR devra être précisé et qu'un atelier de fabrication du combustible, dont la localisation reste à définir, devra être mis en service 3 ans avant le démarrage du réacteur.

Le développement de l'APD doit se poursuivre de 2015 à fin 2019 date à laquelle la demande d'autorisation de création d'Astrid pourrait être déposée, suivie d'une phase de construction pour une divergence en 2025 et un couplage au réseau en 2026. Les options préliminaires de sûreté d'Astrid sont en cours d'examen par l'ASN. La décision de construction du réacteur Astrid devrait être prise fin 2019.

1.2 SCÉNARIOS DE DÉVELOPPEMENT DES RNR

Le CEA, Areva et EDF ont créé un groupe de pilotage chargé de proposer des scénarios d'intégration de RNR-Na au parc actuel, en prenant notamment pour hypothèse une production électronucléaire de 420 TWhe/an, et le remplacement progressif, à puissance égale, des REP du parc actuel en fin de vie par des EPR durant la période 2030-2060.

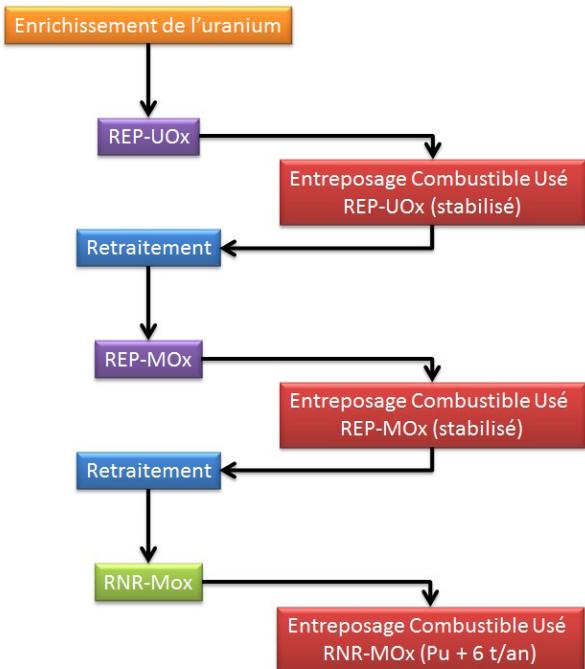
Quatre configurations évolutives du parc sont proposées (Cf. Annexe VII), qui permettent une introduction progressive de RNR. Elles visent à une utilisation optimale des ressources en plutonium pour économiser l'uranium et pour stabiliser l'inventaire du combustible usé en entreposage. Ces configurations utilisent la souplesse des RNR qui peuvent fonctionner en iso-générateurs, en sur-générateurs ou en sous-générateurs.



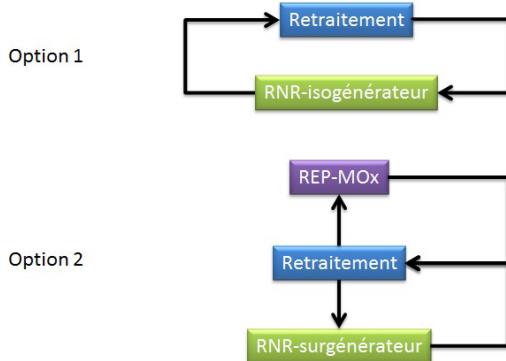
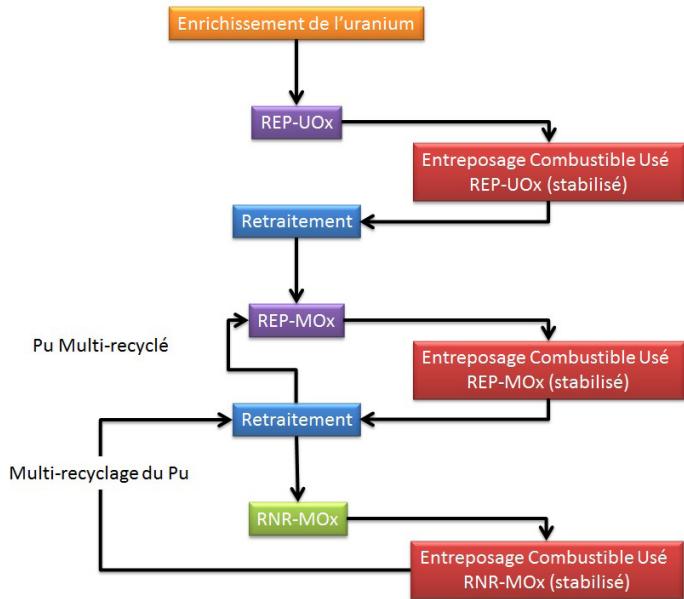
La « Configuration A » (Figure ci-contre) correspond à la situation actuelle qui pourrait conduire à la mise en œuvre de 11 EPR dont 3 à 4 utiliseraient un combustible MOx et de 3 EPR utilisant de l'uranium de retraitement ré-enrichi (URE). Cette configuration du parc permet de réduire et de stabiliser l'entreposage des combustibles usés UOx et conduit à une augmentation de l'inventaire en Pu de 6 t/an en entreposage dans les combustibles MOx usés.

13

La « Configuration B » (Figure ci-contre) prévoit le déploiement de RNR pour une production électrique de 4 à 5 GWe, avec comme objectif la stabilisation de l'inventaire des combustibles usés MOx REP. Pour ce faire, il faut définir la stratégie de traitement des MOx usés et donc les modifications éventuelles à apporter à l'usine de la Hague ainsi que la puissance optimale des RNR à mettre en œuvre. Dans cette configuration, les combustibles MOx RNR vont en entreposage où le Pu s'accumule à raison de 6 t/an.



La « Configuration C » (Figure ci-contre) vise à stabiliser l'inventaire en Pu. Les RNR utiliseraient du Pu issu du retraitement des MOx usés. Le plutonium pourrait également être recyclé dans des EPR après plusieurs passages dans des RNR afin de restaurer son isotopie et la rendre à nouveau adéquate pour un combustible MOx REP. Une nouvelle usine de retraitement devra être construite.



La « Configuration D » (Figure ci-contre) n'aurait plus recours à l'uranium naturel et mettrait en œuvre un parc de réacteurs RNR éventuellement associés à des EPR. Le combustible RNR est composé d'uranium appauvri associé à 30% de plutonium.

Les nouvelles études de scénarios de la transition du parc actuel de réacteurs nucléaires et des installations associées vers un parc conséquent de RNR confirment globalement les études précédentes et apportent des précisions. Cette transition à puissance et énergie électrique produite constantes ne peut se faire que par changements successifs de la configuration du parc électronucléaire. Les périodes de fonctionnement de chaque configuration et les cadences de construction des réacteurs restent à déterminer.

La Commission note que ces scénarios ne prennent en compte que les aspects liés à la production d'énergie. La Commission demande que la place de la transmutation des actinides mineurs, notamment celle de l'américium, soit analysée.

1.3 SÉPARATION ET TRANSMUTATION

1.3.1 Séparation

L'axe principal des E&R en chimie séparative concerne le programme de multi-recyclage du plutonium et plus généralement le recyclage des éléments actinides à vie longue. Le CEA a développé les molécules, les procédés et les technologies permettant la séparation des actinides, des produits de fission, de l'uranium et du plutonium. Pour être appliquées à l'échelle industrielle aux combustibles MOx des REP, EPR et RNR, ces séparations requièrent une R&D conséquente destinée à adapter les procédés actuels. Pour répondre à cette demande, le CEA mobilise les départements de Saclay, Cadarache et Marcoule, l'ICSM ainsi que ses installations, en particulier, Atalante. Les recherches sont organisées autour de deux grands thèmes : comprendre les phénomènes qui gouvernent la séparation et imaginer de nouveaux concepts pour la séparation.

Par ailleurs, cette R&D devrait également permettre de simplifier le traitement du mineraï d'uranium qui exige, pour la fabrication du combustible des réacteurs thermiques, de multiples étapes avant d'obtenir l'oxyde d'uranium.

La mise en œuvre d'une telle recherche exige une expertise et une compétence dans des domaines tels que la radiochimie, la chimie, la chimie physique, les sciences de la séparation et des procédés.

La Commission recommande qu'une recherche amont forte soit maintenue dans le domaine de la chimie, dans le cadre de coopérations renforcées, car elle est essentielle pour maintenir le niveau de compétence nécessaire à la gestion scientifique et technologique d'un parc de réacteurs nucléaires recyclant tout ou partie des combustibles usés.

15

1.3.2 Transmutation

Les RNR, grâce aux flux et à l'énergie des neutrons mis en œuvre, permettent d'envisager la transmutation des actinides mineurs. Aujourd'hui le CEA met l'accent sur la transmutation de ^{241}Am et de ^{243}Am qui sont les isotopes de l'américium les plus abondants du combustible usé et qui présentent une forte radio-toxicité. Comme ils sont responsables d'une grande partie de l'émission de chaleur par les colis vitrifiés, leur élimination permettrait de diminuer la radio-toxicité des déchets et de réduire d'un facteur trois l'emprise du stockage des déchets HAVL d'un nouveau parc comportant suffisamment de RNR.

Les recherches en cours concernent la synthèse et la caractérisation de composés à base d'américium ainsi que la métallurgie des poudres pour la fabrication des combustibles des couvertures chargées en americium (CCAm). Ces études s'accompagnent d'un programme d'irradiation, s'appuyant sur des coopérations internationales, ayant pour but de définir le comportement de ces combustibles ainsi que les conditions optimales pour la transmutation de l'américium (Cf. Annexe VIII).

La Commission recommande qu'une recherche active et structurée concernant la transmutation des actinides soit maintenue pour une bonne mise en œuvre de celle-ci dans Astrid. Elle permettra de disposer des données nucléaires manquantes, mais également de l'expertise et des compétences pour évaluer la capacité industrielle de dispositifs susceptibles de transmuter (RNR-Na, ADS, ...). La sûreté et la radioprotection dans toutes les phases de manipulation de quantités importantes ($\sim \text{kg}$) d'actinides doivent faire l'objet de recherches soutenues.

1.4 FIN DE CYCLE ET BRÛLEUR DE PLUTONIUM

Les RNR, fonctionnant en mode iso-générateur tel que décrit dans la configuration D des scénarios industriels, permettraient de stabiliser le stock de plutonium à environ 1 000 t.

Une alternative au stockage géologique profond du plutonium est sa destruction dans des RNR fonctionnant en mode sous-générateur. Cette stratégie permettrait la résorption du plutonium accumulé au cours du fonctionnement à l'équilibre d'un parc électronucléaire de 60 GWe (Configuration D, Cf. Annexe VII). Ce type de fonctionnement présente l'avantage d'être toujours électrogène. On réduirait ainsi d'environ 50% le stock de plutonium existant tous les 50 ans.

Le CEA définit aujourd'hui les caractéristiques de la R&D à mettre en œuvre pour réaliser les adaptations du cœur CFV d'Astrid (teneur en Pu de l'ordre de 45%) en utilisant notamment la démarche de conception de Capra (Consommation Accrue de Plutonium dans des RApides). Le programme de recherche comportera des étapes importantes : neutronique, fabrication du combustible, qualification du cœur, traitement du combustible irradié, sûreté...

La Commission demande qu'un programme de recherche complet soit mis en œuvre afin que le fonctionnement industriel d'Astrid comme brûleur de plutonium puisse être évalué une fois qu'Astrid aura été testé en mode iso-générateur.

1.5 RECHERCHE PLURIDISCIPLINAIRE AMONT

Faisant suite au programme Pacen (Programme de recherche pour l'Aval du Cycle ElectroNucléaire) le CNRS a mis en place en 2013 un programme interdisciplinaire de recherche : « Nucléaire : Environnement, Énergie, Déchets et Société » (Needs) en partenariat avec CEA, Andra, Areva, IRSN, EDF et BRGM. Ce programme est financé pour moitié par le CNRS et pour moitié par les autres partenaires. Il vise à fédérer et structurer l'effort interdisciplinaire de la recherche amont sur l'énergie nucléaire. Ce programme est détaillé en Annexe IX qui traite également de la recherche amont pour le nucléaire. S'agissant de la production d'énergie nucléaire et de la séparation-transmutation Needs comporte 6 axes de recherche :

- Les ressources,
- Les données nucléaires,
- Les RNR-Na et les RNR-Gaz,
- Les ADS,
- Les réacteurs à sels fondus,
- Les scénarios et la modélisation ;

auxquels s'ajoutent deux autres axes liés à l'aval du cycle électronucléaire :

- Caractérisation des déchets,
- Traitement et conditionnement, nouveaux matériaux et analogues naturels ;

et un axe important à portée générale :

- L'étude des rapports entre connaissance, société et démocratie.

Needs s'inscrit dans de nombreuses collaborations en Europe et dans des réseaux internationaux. S'agissant des ADS, le CNRS est un partenaire majeur dans le projet Myrrha. Il conduit pour son compte les E&R sur les réacteurs à sel fondus au thorium et le cycle correspondant. Le CEA a également ses propres recherches amont.

La Commission apprécie la participation de la communauté scientifique française aux recherches amont sur l'énergie nucléaire et la volonté du déploiement d'une recherche pluridisciplinaire. Certaines disciplines clefs comme la radiochimie, la chimie et la chimie physique des actinides, les sciences de la séparation, la neutronique... doivent être développées de manière cohérente pour s'assurer d'un réservoir de connaissances, d'expertises et de compétences permettant de mettre en œuvre, avec une sûreté optimale, le parc de réacteurs électronucléaires de l'avenir et d'en gérer les déchets.

La Commission souligne l'intérêt des recherches sur la dissolution du combustible usé, la chimie séparative des éléments de ce combustible et leur recyclage qui sont un socle indispensable pour des innovations dans l'aval du cycle. De même les recherches sur les aspects géologiques et géochimiques sont à la base de la compréhension du comportement à long terme d'un stockage géologique.

La Commission estime que ce n'est qu'au travers de collaborations ciblées que l'accès aux grands équipements ou aux équipements spécifiques du nucléaire est possible. Elle recommande de renforcer, au-delà de Needs, les partenariats permettant un couplage entre les recherches académique, technologique et industrielle.

Les recherches amont doivent évidemment bénéficier d'une grande liberté d'approche puisque c'est leur rôle d'introduire des voies nouvelles fructueuses pour l'avenir.

17

La Commission recommande que les recherches soient cohérentes et crédibles, c'est à dire que les programmes propres des organismes s'attachent aussi à étudier la faisabilité des concepts.

Par exemple, si le CNRS souhaite s'engager plus avant sur les réacteurs à sels fondus, il est impératif d'engager dans le même temps les recherches sur les matériaux indispensables à leur réalisation et de renforcer celles nécessaires à la maîtrise du cycle du combustible.

La Commission recommande que des projets pluridisciplinaires soient conçus pour fédérer les communautés autour d'un objectif majeur de l'électronucléaire et qu'ils se fertilisent mutuellement.

La Commission recommande que Needs soit mieux doté financièrement sous réserve de soutenir des projets d'envergure, en adéquation avec les priorités nationales. Ceux-ci devraient être menés dans le cadre de coopérations inter-organismes, en particulier entre les scientifiques du CNRS, des Universités et du CEA, pour pleinement valoriser les atouts de chacun et notamment profiter de l'opportunité que devrait offrir l'ICSM comme plateforme d'entrée à Atalante.

Enfin dans le contexte du financement multi parties de la recherche, la Commission recommande que l'ANR renforce dans ses programmes les thématiques associées à l'énergie nucléaire en liaison avec les feuilles de route de l'Ancre.

Chapitre 2

LE PROJET CIGÉO

Le projet Cigéo, en application de la Loi de juillet 2006, a pour objectif la construction d'un stockage de déchets radioactifs HAVL et MAVL dans la Zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) identifiée par l'Andra dans la région de Bure en Meuse-Haute Marne.

Ce stockage est prévu à 500 m de profondeur au sein de la couche d'argile du Callovo-Oxfordien (COx) épaisse d'environ 130 m. Il a vocation à être fermé définitivement après une période d'exploitation qui s'étendrait de 2025 à 2140, durée nécessaire à la mise en stockage des colis de déchets du Programme Industriel de Gestion des Déchets (PIGD).

Au cours des études antérieures synthétisées dans son dossier Argile 2005, complété en 2009, l'Andra a démontré l'excellente aptitude de la formation argileuse du COx à confiner les radionucléides contenus dans les déchets. Cette aptitude tient à l'homogénéité de la formation géologique sur toute l'étendue de la Zira, à sa stabilité depuis plus de 100 millions d'années, à la très faible perméabilité de l'argile et à ses propriétés géochimiques favorables à la rétention des radionucléides.

Assistée de son maître d'œuvre systèmes Gaiya, l'Andra a proposé en 2012, en conclusion d'une phase dite d'esquisse, plusieurs solutions d'ensemble pour la conception de l'ouvrage. Ces solutions ont été présentées lors d'une revue de projet à laquelle participaient les producteurs de déchets. Les orientations générales de l'esquisse ont été actées au cours d'une revue de projet en mai 2013 au cours de laquelle les choix structurants définis par l'Andra ont été confirmés.

19

La Commission dans son rapport N°7 avait approuvé ces choix.

Un débat public sur le projet Cigéo s'est déroulé du 15 mai au 15 décembre 2013 sous l'égide de la Commission nationale des débats publics (CNDP). Les conclusions du débat public ont été publiées le 12 février 2014 ; le Conseil d'Administration de l'Andra du 5 mai 2014 a présenté les suites que l'Andra devrait y donner.

Lorsque l'Andra aura explicité les modalités pratiques de la mise en œuvre des orientations qui en résulteraient, la Commission les analysera et fera connaître son avis.

2.1 LES JALONS DU PROCESSUS DE DEMANDE D'AUTORISATION DE CONSTRUCTION

En novembre 2013, après la phase d'esquisse, le projet Cigéo est entré officiellement dans la phase d'avant-projet sommaire (APS).

L'objectif de l'Andra est à présent d'obtenir le décret d'autorisation de construction de Cigéo sur la base du dossier de demande d'autorisation de création (la DAC) qui doit être présenté au gouvernement. Lors de l'audition du 20 novembre 2013, l'Andra a proposé de suivre le calendrier suivant :

- novembre 2013 à mai 2015 : établissement de l'APS ; il est découpé en deux étapes, la première, jusqu'à mai 2014, étant plus particulièrement consacrée à un travail d'optimisation nécessaire à l'issue des études d'esquisses ;

- juin 2015 à mai 2017 : établissement de l'avant-projet détaillé (APD) ponctué par le dépôt d'une première version de la DAC en novembre 2015 ;
- mi-2016 : promulgation de la loi fixant les modalités de la réversibilité ;
- mise à jour et dépôt de la version finale de la DAC en mai 2017 en fin de l'APD.

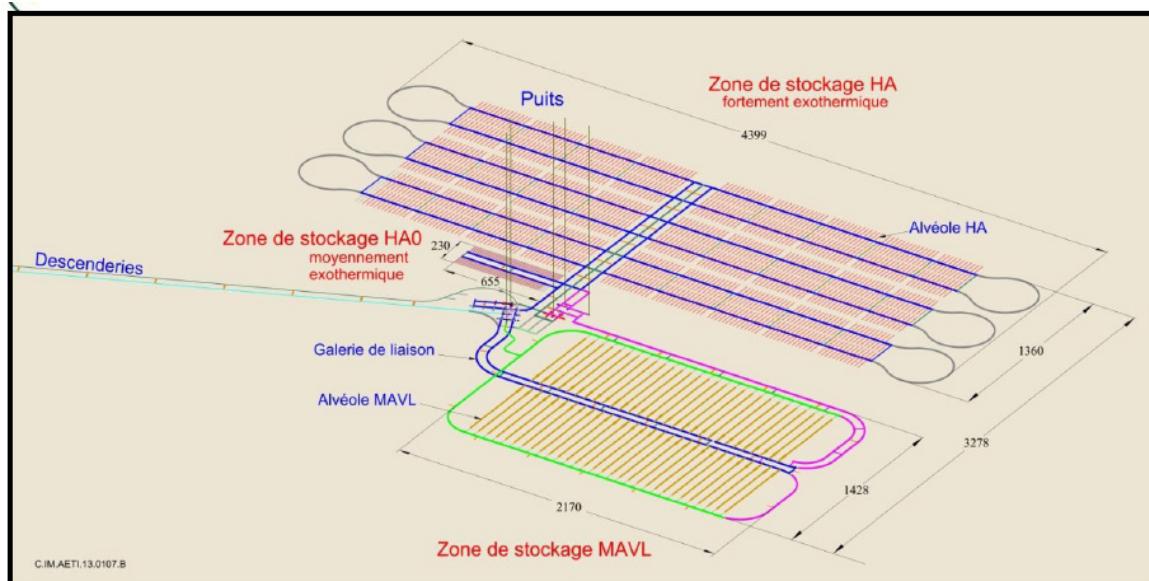
Le Conseil d'Administration de l'Andra du 5 mai 2014 a proposé une modification de ce calendrier : pour préparer l'instruction de la DAC, le jalon 2015 serait constitué d'une proposition de plan directeur pour l'exploitation de Cigéo remise à l'Etat et d'un dossier d'options de sûreté et d'un dossier d'options techniques de récupérabilité soumis à l'ASN ; la DAC ne serait alors déposée que fin 2017.

La Commission note le glissement qui apparaît dans le calendrier, marqué notamment par un dépôt de la DAC en 2017, tardif par rapport aux dispositions de la loi de 2006.

2.2 LES ÉLÉMENTS STRUCTURANTS DE L'ESQUISSE

L'architecture de Cigéo a été arrêtée mi-2013 à l'issue de la revue de projet. Elle est compatible avec l'inventaire des déchets fourni par les producteurs début 2012 lors du lancement des études d'esquisse.

Les grandes lignes de cette architecture sont précisées sur la figure ci-dessous.



Vue en perspective de l'esquisse de Cigéo (d'après document Andra)

Le projet d'ouvrage souterrain comprend trois zones de stockage indépendantes pour les déchets HA0 (déchets de haute activité vitrifiés faiblement exothermiques), les déchets HAVL (déchets de haute activité fortement exothermiques) et les déchets MAVL. Les infrastructures souterraines totaliseront dans la configuration finale 85 km de galeries d'accès, 30 km d'alvéoles de stockage MAVL et 150 km d'alvéoles de stockage HAVL. Le schéma de référence prévoit des alvéoles HAVL de 100 m de long avec un diamètre excavé de l'ordre de 85 cm et des alvéoles MAVL de 500 m dont le diamètre excavé varie entre 8 et 12 m selon le type de colis stocké. Les alvéoles de stockage seront construits au fur et à mesure des besoins pendant la période séculaire d'exploitation du stockage. Les zones HA0 et MAVL seront réalisées en priorité, le stockage des déchets HA vitrifiés exothermiques ne devant intervenir qu'après 2075. Le schéma de développement des ouvrages souterrains prévoit une séparation entre les activités de stockage et les activités de construction.

Le phasage des travaux et le choix d'une architecture « bitube » des voies de communication (deux galeries distinctes parallèles), lorsque cela est nécessaire, assureront en permanence la possibilité d'un double accès en tout point de l'ouvrage pour gérer de façon optimale le risque d'incendie, en laissant la possibilité d'un isolement de la zone sinistrée par des portes coupe-feu.

Les infrastructures de surface comprennent deux zones disjointes.

Une zone donnant accès à deux descenderies parallèles est dédiée à la réception des colis de déchets, à leur contrôle et à leur préparation avant stockage. Elle pourra être desservie par un raccordement ferroviaire. Une zone comprenant cinq puits est dédiée aux travaux de creusement, de construction et de maintenance des ouvrages souterrains.

2.3 L'INVENTAIRE DU PROGRAMME INDUSTRIEL DE GESTION DES DÉCHETS (PIGD) EN RELATION AVEC LES PRODUCTEURS

La revue de projet a souligné la nécessité d'inclure dans le périmètre du programme Cigéo les activités d'élaboration des colis jusqu'à leur stockage. Ceci implique que certaines problématiques soient traitées de manière conjointe par l'Andra et les producteurs. Ainsi, l'inventaire du PIGD a été actualisé en 2013 pour tenir compte de quelques évolutions dans la stratégie de gestion des déchets par les producteurs. L'inventaire sera la nouvelle donnée d'entrée pour les études d'avant-projets de Cigéo.

Les colis primaires de déchets MAVL et HA0 qui seront mis en place, dès l'ouverture opérationnelle du stockage puis ensuite pendant une soixantaine d'années, sont identifiés et leur nombre estimé. Une réserve de capacité est prévue pour faire face aux incertitudes (marges industrielles, acceptation en cours de certains colis de stockage, stockage possible de certains FAVL). L'inventaire se veut souple et ne sera précisé qu'en 2015.

Le PIGD comporte aussi une prévision de chronique de livraison des colis qui est également essentielle pour l'AP, révisable d'ici le dépôt de la DAC en fonction des décisions des producteurs et des résultats des études d'optimisation entreprises par l'Andra.

La chronique de référence pour les déchets MAVL et HA0 en date de janvier 2014 prévoit un échelonnement des livraisons à Cigéo entre 2025 et 2095 avec un flux moyen de 3 000 colis de stockage par an en régime établi. La chronique pour les déchets HAVL prévoit entre 2075 et 2140 un flux moyen de 860 colis primaires par an.

Pour l'instant il n'est pas précisé quels types de colis seront transportés depuis les lieux de production jusqu'à Cigéo. Il peut s'agir de colis primaires pour mise en colis de stockage dans une installation de surface de Cigéo ou bien de colis de stockage préparés chez le producteur. Des pistes d'optimisation sont à l'étude, dont par exemple la possibilité d'utiliser les conteneurs de transport déjà en service dont l'efficacité est éprouvée. Un conditionnement en colis de stockage sur le site de Cigéo serait favorable aux contrôles avant descente au fond.

L'Andra étudiera d'ici 2015 deux scénarios de stockage direct d'assemblages du combustible usé au cas où son retraitement serait arrêté.

Le PIGD est en cours d'ajustement et de finalisation. L'état de l'inventaire et la chronique de livraison et de transport des colis n'influent pratiquement pas sur le développement technique de Cigéo, ni sur les recherches lancées par l'Andra, mais constitue une des préoccupations majeures du public. En revanche, l'inventaire de Cigéo pourrait être amené à évoluer en fonction de la politique énergétique définie par l'Etat, notamment pour ce qui concerne le devenir des combustibles usés. Enfin, la Commission demande que les spécifications d'acceptation des colis par l'Andra soient déterminées au plus vite.

2.4 LES ÉTUDES ET RECHERCHES DE LA PHASE D'AVANT-PROJET

La phase d'avant-projet se déroulera de fin 2013 à fin 2017, elle sera le support à l'élaboration de la DAC et fera l'objet d'un programme de R&D s'étendant de 2013 à 2016.

Pour ce faire, l'Andra a mis en route fin 2013, en tant que maître d'ouvrage, des études d'optimisation technico-économique pour tirer le meilleur parti de la flexibilité qu'offrent aujourd'hui l'esquisse du projet de Cigéo et les installations d'entreposage des colis de déchets primaires disponibles chez les producteurs. Dans le même but, l'Andra coordonne des études pour consolider la démonstration de la robustesse du stockage. Ces études portent sur de nombreux aspects ; elles se poursuivront après le dépôt de la DAC, Cigéo sortant, en effet, du cadre classique des grands projets d'ingénierie et posant des problèmes scientifiques inédits.

L'Andra n'a pas présenté à la Commission un programme détaillé et structuré dans le temps des études et recherches envisagées. Elle a par contre proposé des réflexions constituant à ses yeux des pistes d'optimisation s'appliquant aux choix structurants retenus après la phase d'esquisse. Ces réflexions concernent principalement :

- l'évolution des exigences concernant les alvéoles HAVL,
- l'évolution des exigences concernant les alvéoles MAVL incluant le problème du co-stockage.

2.5 LE FONCTIONNEMENT DES ALVÉOLES HAVL

Les rôles respectifs du chemisage des alvéoles et du sur-conteneur des colis de déchets vitrifiés ont été précisés. Le sur-conteneur doit protéger le colis primaire de l'eau aussi longtemps que possible et en tout état de cause tant que la température au cœur du verre n'est pas descendue en dessous d'une valeur acceptable. Le chemisage qui n'est pas étanche à l'eau doit, quant à lui, s'opposer durablement à un chargement mécanique pouvant dégrader prématulement le sur-conteneur et ainsi résister aux pressions du massif d'argilite. Pour améliorer les conditions de chargement mécaniques du chemisage, l'Andra envisage à présent un comblement de l'espace annulaire entre l'extrados et le massif rocheux ; cette disposition aurait pour intérêt d'éviter les effets d'un contact ponctuel du métal avec l'argilite. Les modalités relatives au comblement de cet espace et les conséquences sur la réversibilité du stockage des déchets restent à préciser. L'acier non allié est préconisé pour réaliser le chemisage et le sur-conteneur car sa corrosion de type généralisée est modélisable. La vitesse de corrosion sous rayonnement et/ou sous contrainte dépend des nuances d'acier. L'Andra étudie donc la tenue de plusieurs nuances d'acier non allié en condition de stockage dans une large gamme de température et de débit de dose. Les premiers résultats sont attendus dans un an.

L'Andra étudie maintenant des variantes de configurations de stockage. L'incertitude sur la durée pendant laquelle le sur-conteneur protègera le colis de verre de l'eau conduit à considérer une fourchette de température de 50 à 70°C pour la température régnant au début de la lixiviation du verre par l'eau du COx. Cette température est un paramètre important car de lui dépendront la cinétique et la thermodynamique des processus de libération puis de migration des radionucléides. Il convient donc d'évaluer quelles modifications il faudrait apporter à la modélisation des phénomènes de champ proche, qui a été réalisée jusqu'à présent à 50 °C, si la température atteignait 70 °C. Dans ce but, des études paramétriques de la lixiviation du verre nucléaire ont été lancées conjointement à la mise à jour de la base de données thermochimiques de l'Andra. Les recherches sur la lixiviation du verre en situation de stockage sont orientées sur les effets de la vapeur d'eau et de l'eau en présence des produits de corrosion des aciers, de l'argilite et des produits de radiolyse, dans de larges domaines de température. Les résultats attendus d'ici deux ans devraient permettre de connaître les variations des différents paramètres qui interviennent dans la modélisation de la lixiviation du verre et d'apporter des corrections éventuelles. Les premières mesures systématiques précisent les tendances déjà décelées et ne montrent pas d'effets de seuil sur la température.

Ces études doivent prendre en compte les propriétés de l'eau interstitielle des argilites du COx en fonction de la température. Le pH de l'eau varie d'une unité entre 25 et 80 °C. Certains paramètres qui caractérisent les solutions aqueuses y sont sensibles (potentiel redox, concentration des anions et éléments dissous) et peuvent varier sur plusieurs ordres de grandeur ce qui peut modifier la spéciation des éléments de sorte que leur domaine de stabilité et leur mobilité en soient affectés. L'Andra a mis en place dans le laboratoire souterrain de Bure, depuis le début de 2012, des expériences de grande ampleur pour mesurer les variations de ces paramètres en fonction de la température (jusqu'à 85 °C) pour l'eau interstitielle de l'argilite du COx. Ce sont des données capitales.

La température influe sur les constantes thermodynamiques mais également sur les coefficients de diffusion des espèces en solution. Les valeurs au delà de 50°C sont très rares dans la littérature scientifique. L'Andra a donc entrepris des études pour disposer de valeurs vers 70 °C. Ces recherches en thermodynamique des solutions, combinant une approche expérimentale et une analyse critique des données déjà connues devraient permettre de disposer d'une estimation majorante des conséquences des principales réactions contrôlant le comportement des radionucléides à 70 °C.

La Commission considère que ces études sont du plus haut intérêt car in fine elles seront le fondement de la modélisation du comportement à long terme des radionucléides dans le champ proche des alvéoles HA et permettront d'affiner les analyses de sûreté. Elle recommande de les intensifier pour réduire au maximum les incertitudes.

2.6 LE FONCTIONNEMENT DES ALVÉOLES MAVL

L'allongement des alvéoles MAVL à 500 m pose des questions relatives à l'épaisseur de garde verticale d'argilite saine de part et d'autre des ouvrages et au co-stockage des déchets de natures chimiques variées.

En premier lieu, les exigences de sûreté à long terme imposent que la garde d'argilite saine soit d'au moins 50 m. Ceci implique de prendre en compte avec précision dans l'architecture du stockage l'épaisseur et le pendage du COx mais également de réduire l'extension verticale de la zone endommagée. La limitation sur le long terme de la zone endommagée nécessite la diminution, autant que faire se peut, du taux de vides autour de l'alvéole et entre l'alvéole et les colis. Ces interstices conditionnent la cinétique de mise en charge du revêtement en béton de l'alvéole, sa déformation au cours du temps et donc les mouvements du terrain en champ proche. Ceux-ci sont réduits si les interstices entre le COx et l'ouvrage en béton sont comblés au cours de la construction.

Ce jeu doit être le plus faible possible mais néanmoins rester suffisant pour permettre la récupérabilité des colis pendant la période de réversibilité. Cette opération est rendue délicate par la multiplicité des types de conteneurs qui doivent s'adapter aux dimensions des alvéoles. L'Andra étudie dans ce but la faisabilité d'alvéoles de section elliptique qui permettrait une plus grande souplesse dans l'arrangement des colis et éventuellement un meilleur fonctionnement mécanique.

La Commission considère que les études de l'Andra ayant pour but de préciser la géométrie des alvéoles ainsi que le dimensionnement des jeux entre les colis et le béton revêtent une grande importance. Elle recommande de les intensifier, eu égard aux exigences antagoniques imposées par la récupérabilité des colis de déchets et la sûreté à long terme du stockage.

En second lieu, la présence d'alvéoles de grande longueur conduit à amplifier le co-stockage, c'est-à-dire les occasions de stocker au sein d'un même alvéole des colis de natures différentes. L'Andra envisage un tel co-stockage mais en s'assurant de la compatibilité des déchets de sorte qu'il n'y ait pas entre eux de réactions chimiques pouvant entraîner une perte prématuée de confinement des radionucléides. Ce pourrait par exemple être le cas entre des colis contenant des matières organiques et des colis contenant des radionucléides susceptibles de former des complexes organiques mobiles de métaux. Le même problème pourrait se poser si on rapproche les alvéoles. Pour cela l'Andra a conduit une analyse systématique des possibilités d'interaction entre les contenus de plus de 70 colis sur la base de modélisations de la mobilité de sept acides organiques et de complexes de radionucléides susceptibles de se former.

Les alvéoles MAVL sont prévus pour être passants dans le but de permettre leur ventilation aussi longtemps qu'ils ne sont pas définitivement scellés. L'air de ventilations est alors évacué vers l'extérieur après filtrage. L'Andra a établi la nature des éléments susceptibles d'être rejetés et calculé les doses qui en résulteraient. Celles-ci resteraient très inférieures aux doses maximales admissibles pour le public.

L'Andra étudie également la faisabilité d'alvéoles MAVL plus courts mais borgnes pour certains types de colis. Afin d'assurer leur ventilation ces ouvrages devraient comporter un plenum en partie supérieure qu'il faudra combler au moment de la fermeture pour limiter le taux de vide résiduel.

La Commission note que les études de l'Andra ont pour but d'exclure les co-stockages incompatibles. Elle recommande de poursuivre l'étude du comportement des colis de déchets pyrophoriques, salins et bitumineux et, d'une façon plus générale, l'étude des interactions entre complexants organiques et actinides.

La Commission recommande à ce titre d'amplifier la collaboration Andra-Producteurs, établie récemment pour les colis de bitumes, pour qu'elle s'applique à l'ensemble des colis MAVL, tout particulièrement ceux qui contiennent des déchets organiques ou pyrophoriques. Il est urgent que cette collaboration conduise à une définition consensuelle des spécifications des colis.

2.7 L'ORGANISATION DU PROGRAMME D'ÉTUDES ET RECHERCHES

Les études et recherches que l'Andra entend mener au cours de l'avant-projet s'organisent autour de six thématiques scientifiques.

- La caractérisation des déchets en situation de stockage vise à renforcer les bases de données de connaissances sur le comportement et le transfert de radionucléides et toxiques chimiques au voisinage du stockage. Les déchets MAVL organiques ou réactifs (métalliques) et les boues bitumées sont principalement visés.
- Les matériaux et le comportement des ouvrages : cette thématique recouvre des études relatives au comportement mécanique et hydromécanique des argilites et des matériaux de scellement (bétons, argiles gonflantes), aux interactions chimio-mécaniques (corrosion des aciers et des bétons) et à la chimie des alvéoles MAVL revisitée pour s'adapter à d'éventuels co-stockages de déchets de natures chimiques variées.
- La simulation numérique dont les priorités sont organisées autour de la modélisation des transports réactifs et des interactions avec le comportement mécanique mettant en jeu le comportement en service du stockage (endommagement, fracturation). Sa mise en œuvre implique aussi des développements relatifs au calcul haute performance et au traitement des grandes masses de données.

- La caractérisation des impacts environnementaux autour de Cigéo, avec pour priorité la préparation du plan de surveillance environnemental de l'installation.
- L'auscultation des ouvrages, l'acquisition et le traitement de l'information. Cet axe recouvre d'une part le développement de capteurs (notamment les fibres optiques) pour les mesures mécaniques, thermiques, chimiques et la définition d'outils d'aide à la décision pour l'exploitation et l'éventuelle fermeture progressive du stockage.
- Les sciences humaines et sociales interviennent de manière transversale aux cinq thématiques ci-dessus. Les études se développent autour de trois questionnements : la gouvernance, l'économie de la filière de stockage et le partage des données scientifiques. Il s'agit en particulier de contribuer au débat sur la réversibilité.

Ce programme d'études et recherches est complété par un programme d'essais dits « technologiques » destinés à valider le dimensionnement des colis MAVL et des alvéoles, les procédés de construction et les différentes phases de contrôles associés. Pour les déchets HAVL, les essais visent à démontrer la faisabilité, la fiabilité et la reproductibilité de la fabrication des colis en tenant compte des prescriptions de récupérabilité de ces derniers. Un programme d'essais concernant le creusement des galeries (en lien avec les essais déjà effectués dans le laboratoire souterrain) et les scellements est aussi déployé.

Pour mener à bien ce programme, l'Andra dispose d'installations de surface (laboratoires, démonstrateurs), de l'observatoire pérenne de l'environnement (OPE), du laboratoire souterrain de la Meuse-Haute Marne et d'un réseau de partenaires organisés en groupements de laboratoires dont les périmètres ont été redéfinis pour tenir compte des connaissances déjà acquises par le passé. Cette organisation se distingue de celle mise en œuvre par le CNRS dans le défi Needs qui fonctionne plutôt par appel à projets indépendants entre eux.

En lien avec l'ingénierie du projet Cigéo, l'Andra compte, au-delà de ses propres connaissances acquises au cours de ces études, s'appuyer sur l'expérience des intervenants industriels du consortium Gaiya sur la réalisation d'ouvrages souterrains. Compte tenu des caractéristiques spécifiques du projet (profondeur des galeries, fonctionnement sur une centaine d'année, conditions d'auscultation difficiles) et des conditions contractuelles du dialogue entre la maîtrise d'ouvrage et la maîtrise d'œuvre système, il convient d'être vigilant eu égard à la différence de culture industrielle des intervenants. Le dialogue maître d'Ouvrage/maître d'Œuvre doit, en effet, se développer au bénéfice de la sûreté et du fonctionnement en service du stockage dans toutes ses phases.

25

2.8 CONCLUSION SUR LE PROGRAMME D'ÉTUDES ET RECHERCHES EN PHASE D'AVANT-PROJET

Les études d'avant-projet constituent des enjeux essentiels à la finalisation du projet Cigéo. Une fois fixés les éléments structurants de conception à l'issue de la phase d'esquisse, elles doivent permettre d'élaborer la DAC en complétant les connaissances par un programme d'E&R et d'essais technologiques, tout en poursuivant le travail d'optimisation du projet.

Outre les questions abordées par l'Andra et présentées à la Commission au cours des dernières auditions, plusieurs autres apparaissent fondamentales pour maîtriser totalement le fonctionnement du stockage et fournir l'information nécessaire dans la DAC.

Parmi les questions posées, la Commission retient plus particulièrement les suivantes.

La question du dimensionnement du revêtement des galeries de transfert et surtout des alvéoles MAVL constitue un enjeu fort qu'il faut bien maîtriser dès le début de la construction du stockage. Il est impératif d'assurer, pendant la durée d'exploitation, la bonne tenue de ces ouvrages selon les exigences de la réversibilité. Le retour d'expérience des premiers ouvrages permettra de faire évoluer valablement les concepts pour la réalisation des suivants. Il sera toutefois difficile de réparer les premiers alvéoles s'ils s'avéraient poser problème. Il convient donc de déterminer judicieusement la forme, le type de revêtement et les épaisseurs de béton requises. Au plan rhéologique, on ne dispose pas encore d'un modèle bien établi qui permettrait de simuler le comportement des ouvrages à long terme aux différentes échelles concernées. Les acquis des

mesures dans le laboratoire souterrain qui sont nombreuses et d'une qualité remarquable, doivent être synthétisés et complètement valorisés pour permettre le développement d'un tel modèle.

La question du dégagement d'hydrogène a été largement étudiée par l'Andra plus particulièrement pour ce qui concerne la composition de l'atmosphère des alvéoles MAVL en phase de ventilation comme en phase d'arrêt momentané de ventilation. Ces études concluent à la possibilité d'en maîtriser les conséquences vis-à-vis du risque d'explosion et pour la récupérabilité des colis. Un point qui apparaît moins étudié est le comportement à long terme de l'argilite en présence du gaz ; des interrogations subsistent sur les conséquences de la présence d'hydrogène dans l'eau porale à l'échelle du massif et sur l'effet de la pression régnant dans les alvéoles après leur fermeture avec le risque de voir se créer une fissuration du champ proche.

La question de la désaturation-resaturation du massif rocheux a fait l'objet de modélisations de la part de l'Andra ; elles paraissent prouver que les revêtements de béton et la zone endommagée du massif se désaturent rapidement sous l'effet de la circulation de l'air mais que la resaturation est beaucoup plus lente après arrêt de la ventilation. Les conséquences de cette situation semblent toutefois encore peu étudiées et peuvent avoir des implications fortes, par exemple sur le fonctionnement des bouchons d'argile gonflante des scellements ou sur l'intérêt ou non de fermer précocement les alvéoles.

La question des scellements des galeries est récurrente. Elle a notablement évolué depuis 2013 avec la présentation des études des interactions physico-chimiques sur les matériaux de scellement et de deux essais à grande échelle dans le laboratoire souterrain et en surface. Il manque encore une synthèse mécanique et hydraulique avec des modélisations justifiant le dessin des ouvrages et les performances attendues. Il a été démontré que la présence de scellements constitue une redondance pour le confinement à long terme des radionucléides. L'analyse dans la DAC des conditions de fermeture du stockage est prévue par la loi. Cette question constitue une préoccupation du public. Des essais à l'échelle 1 seront programmés dès la première tranche de Cigéo pour bénéficier, le moment venu, du retour d'expérience nécessaire.

La question de la surveillance est d'importance pour la sécurité de l'exploitation, l'acquisition du retour d'expérience et l'évaluation des conditions de la réversibilité. L'Andra développe actuellement la métrologie et procède à des expérimentations en laboratoire souterrain. Il apparaît à présent essentiel de mettre sur pied une stratégie de la surveillance, telle qu'elle devrait s'exercer dans Cigéo pour les ouvrages de démonstration et pour les ouvrages d'exploitation.

La Commission observe que la DAC constituera le document réglementaire de la procédure d'autorisation de construction soumis aux évaluateurs. C'est à partir de celui-ci que seront prises les décisions. Il est donc essentiel que la DAC apporte une réponse industrielle à toutes les questions scientifiques et techniques que posera la réalisation du projet. Toutefois, dans le cas d'un ouvrage d'une durée d'exploitation séculaire, une certaine flexibilité doit permettre une évolution des concepts et des méthodes. Il serait absurde que la DAC fige définitivement toutes les dispositions constructives ; en revanche elle doit montrer qu'on dispose pour chaque problème, dont celui de la fermeture, d'au moins une solution satisfaisante.

La Commission note que selon le planning prévu, les études d'avant-projet ne seront pas terminées avant 2015. Elle constate que beaucoup de questions doivent encore être instruites avant d'aboutir à des solutions industrielles utilisables pour la DAC. Elle recommande que l'Andra précise avant la fin de l'avant-projet sommaire la liste des points qu'elle considère devoir être traités avant le dépôt de la DAC en distinguant les éléments structurants de ceux relevant d'une démarche d'optimisation.

2.9 L'OPTIMISATION DE LA CONSTRUCTION DE CIGÉO

L'optimisation de la tranche 1 de Cigéo est une préoccupation prioritaire de l'APS. Elle s'appuie sur les nouvelles données de l'inventaire publiées début 2014 et fait l'objet d'études par les maîtres d'œuvre de l'Andra. Elle débouchera sur des orientations techniques à retenir pour l'avant-projet et sur les modalités de leur prise en compte dans le chiffrage du projet que l'Etat a demandé à l'Andra de transmettre pour fin juin 2014.

Certaines pistes d'optimisation relèvent d'une instruction conjointe par l'Andra et les producteurs ; elles concernent actuellement la gestion des déchets en amont de Cigéo, les opérations de contrôle des colis et l'architecture des installations nucléaires de surface.

Concernant les activités du fond, l'Andra travaille sur la simplification et la standardisation des concepts mécaniques et des voies de transfert des colis, sur la structure et le mode de fonctionnement des alvéoles de stockage et sur le déploiement du quartier MAVL.

Une évolution importante dans l'utilisation des alvéoles MAVL consisterait à y stocker directement certains colis primaires (conteneurs béton C1PG et CBF-C'2 et conteneur acier inox CSD-C) ; ceci pourrait conduire à une réduction du nombre d'alvéoles et à une simplification des moyens de transfert et de manutention.

L'Andra envisage à présent un phasage de la construction des galeries de structure du quartier MAVL. Une première boucle de longueur réduite de moitié par rapport au projet final serait ainsi réalisée en première tranche permettant la construction d'une vingtaine d'alvéoles exploitables entre 2025 et 2050. Les trente alvéoles suivants seraient ensuite construits après prolongement de la boucle. Les exigences du référentiel de sûreté en exploitation seraient conservées mais les modifications des tracés et des longueurs à réaliser dans une même séquence de travaux seraient importantes et de nature à influencer le choix du mode de creusement au tunnelier ou à la machine à attaque ponctuelle.

27

La Commission souligne que la notion d'optimisation, telle que la présente l'Andra, recouvre à la fois des aspects conceptuels, techniques et économiques d'adaptation de l'ouvrage.

La Commission s'inquiète que des évolutions qu'elle considère comme importantes et qui ne relèvent pas d'un simple ajustement soient encore à l'étude.

La Commission observe ainsi l'apparition d'une proposition, inspirée par des motifs essentiellement économiques, de ne réaliser en tranche 1 qu'une boucle réduite du quartier MAVL. Ceci ne permettrait pas la reconnaissance géologique souhaitable du COx à l'échelle du stockage. Même si le modèle géologique établi à partir des études de qualification de la Zira apparaît fiable, la Commission recommande que la possibilité d'une validation directe de ce modèle au moyen d'ouvrages à l'échelle 1 sur l'ensemble de la zone MAVL soit maintenue.

La Commission renouvelle la recommandation de son rapport N°7 dans laquelle elle considérait indispensable que les opérations de creusement s'accompagnent d'un programme de suivi géologique en continu.

D'une manière générale, la Commission considère que la tranche 1 de Cigéo devrait être conduite de manière à lever, sur des bases scientifiques et technologiques, toutes les incertitudes de fonctionnement industriel.

2.10 COÛT DE CIGÉO

La Commission est en attente du nouveau chiffrage de Cigéo, qui devrait être arrêté courant 2014. L'estimation du coût doit tenir compte des nouvelles données concernant l'inventaire des déchets à stocker (données 2014), en lien avec l'enjeu de la prolongation des centrales. Ce chiffrage donne lieu à discussion entre l'Andra, d'une part, et les producteurs de déchets, d'autre part. Des pistes d'optimisation devraient permettre d'arrêter un chiffre prochainement, même si des incertitudes subsistent encore, concernant notamment le régime fiscal qui sera appliqué à l'installation. A noter que la Cour des Comptes devrait remettre avant l'été 2014 un rapport donnant une actualisation des coûts du kWh nucléaire (actualisation de son rapport de janvier 2012). Ce nouveau rapport devrait comporter des indications sur l'estimation actualisée du coût de Cigéo.

La Commission rappelle la nécessité d'obtenir des précisions sur le coût de la tranche 1 de Cigéo et sur les modalités prévisibles de la tarification qui sera appliquée aux producteurs pour financer le stockage de leurs déchets au fur et à mesure du dépôt des colis.

2.11 L'ENJEU DE CIGÉO

La Commission a insisté à plusieurs reprises sur le caractère exceptionnel des implications scientifiques, techniques et sociétales de Cigéo. Le projet engagera plusieurs générations d'habitants de la région, de chercheurs, d'ingénieurs et d'entrepreneurs ; il aura une incidence majeure sur le développement socio-économique de la région. Ceci justifie que des dispositions soient prises pour en maximiser les retombées bénéfiques pour les populations.

La Commission recommande qu'une réflexion soit entreprise en ce sens à l'instar de ce qui a été fait pour l'EPR qui a bénéficié en 2008 du label « grand chantier ».

Chapitre 3

FAVL

3.1 INTRODUCTION

Les différentes variétés de déchets FAVL sont décrites dans l'Annexe X qui contient également des commentaires de la Commission.

L'inventaire des déchets radioactifs FAVL est encore incertain. En l'état il sert à définir les caractéristiques que devra avoir un futur centre de stockage sous couverture remaniée (SCR) : capacité volumique et capacité radiologique, notamment en émetteurs alpha (^{226}Ra) et bêta (^{14}C et ^{36}Cl) au regard du confinement nécessaire de ces radionucléides pour satisfaire aux exigences de l'analyse de sûreté. Dans son rapport de 2013, la Commission a souligné le caractère chaotique de la gestion des déchets FAVL. Au vu des informations qu'elle a reçues en 2013, la Commission considère qu'il est impératif de poursuivre :

- 1) la caractérisation des déchets susceptibles d'aller directement en stockage SCR,
- 2) la qualification et la mise en place de procédés de reprises des déchets valorisables,
- 3) la qualification et la mise en place de procédés de traitement des déchets pour permettre leur stockage dans un SCR,
- 4) l'inventaire des autres déchets FAVL nécessitant un stockage sous couverture intacte (SCI).

Aux incertitudes sur l'inventaire s'ajoutent celles sur la possibilité de stocker certains colis en raison de l'absence d'agrément de stockage appropriés ; ceux-ci devront être établis pour chacune des variétés de FAVL que l'on souhaitera stocker. Les dossiers de connaissances des producteurs sur les divers déchets FAVL et les possibilités de leur gestion, pour alimenter le bilan Andra de 2015, doivent être fournis d'ici fin 2014.

29

La Commission considère que toutes les incertitudes doivent être levées au plus tôt pour que la gestion des déchets FAVL progresse dans toutes ses dimensions et que l'Andra puisse remettre en juin 2015 un rapport complet sur les possibilités de gérer ce type de déchets.

Pendant un temps, l'Andra a étudié deux concepts de stockage, l'un sous couverture intacte (SCI), l'autre sous couverture remaniée (SCR), sur la base d'un inventaire qui avait été analysé par la Commission dans son rapport de 2008. Devant l'échec de la concertation pour l'implantation d'un site SCI, les recherches de site pour ces déchets ne visent aujourd'hui qu'un stockage SCR ; les FAVL qui ne pourraient y être acceptés iraient dans Cigéo où une réserve est prévue. L'intérêt d'un stockage SCI sera examiné à nouveau en 2015. Les données de l'inventaire qui ont été présentées à la Commission en 2013 diffèrent sensiblement de celles présentées en 2008. Leur validité devra être confirmée et ces données devront être prises en compte dans les documents qui en font état.

3.2 RECHERCHES SUR LES DÉCHETS FAVL

Elles visent à mieux caractériser ces déchets, à conditionner les déchets déclarés comme FAVL pour entreposage, transport et stockage en SCR, et à mettre au point des traitements pour les valoriser, en réduire le volume ou en assurer leur compatibilité dans un même stockage. Ces recherches sont développées dans un cadre de dispositions législatives et réglementaires et elles sont guidées par les dossiers de connaissance que l'Andra réclame aux producteurs.

La caractérisation ne pose pas de problème, les moyens sont disponibles et les programmes industriels existent.

En revanche la nature des colis de stockage dépend des caractéristiques du site de stockage qui sera choisi et de la conception du stockage lui-même. Pour l'instant l'Andra définit des orientations en tenant compte du retour d'expérience du CSA (Centre de Stockage de l'Aube). Pour des raisons économiques, il est clair que les colis d'entreposage devraient être stockés tels quels. L'absence de spécifications de stockage engendre donc une situation confuse.

Les recherches de procédés pour une reprise éventuelle du conditionnement des déchets visés ici, ont débuté depuis quelques années, y compris sur des quantités significatives et ont abouti ou sont en bonne voie d'aboutir. Il reste à en évaluer l'intérêt économique.

Le prochain rendez-vous sur la gestion des FAVL est fixé par le décret N°2013-0304 du 31 décembre 2013 qui stipule que l'Andra doit fournir pour le 30 juin 2015 :

- un rapport sur la faisabilité de scénarios de gestion des déchets graphite et bitume qui peut conduire à l'opportunité de relancer la recherche d'un stockage SCI ;
- un dossier de faisabilité du projet de stockage SCR, comprenant le périmètre des déchets à stocker et le calendrier de sa mise en œuvre.

3.3 RECHERCHE DE SITE POUR UN STOCKAGE SCR DES FAVL

Le stockage SCR est clairement une priorité de l'Andra, comme l'indique le décret PNGMDR de 2013. Ce stockage aura pour vocation d'accueillir les déchets radifères et éventuellement d'autres déchets FAVL. L'Andra recherche donc un site adapté.

— 30 —

L'aptitude du stockage SCR à accepter, au delà des déchets radifères, la totalité ou une partie des déchets actuels FAVL, sans ou avec traitement, dépendra de sa capacité radiologique en émetteurs alpha mais surtout en ^{36}Cl , voire en d'autres radionucléides (^{14}C , ^{129}I , ...). L'Andra estime que des valeurs comme 750 TBq en alpha à 300 ans et 10 TBq en ^{36}Cl permettraient d'accepter une grande partie des FAVL en stockage SCR. Les performances requises en émetteurs alpha sont celles du CSA mais elles sont très loin de la capacité radiologique en ^{36}Cl de ce centre, qui se situe à 0,4 TBq. Cela montre une difficulté prévisible pour stocker en sub-surface certains déchets de graphite trop contaminés en ^{36}Cl . Seules de bonnes performances combinées de la roche hôte, de la couverture remaniée et des colis, qu'il faudra évaluer, permettront d'atteindre ces limites.

A cet égard la Commission reprend une recommandation qu'elle avait faite dans son rapport N° 7. Lorsque les déchets radioactifs ne peuvent pas être stockés en surface en raison de leur activité ils doivent être isolés de la biosphère. Le confinement des radionucléides doit être maintenu durant toute la durée de leur nocivité, ce que doit démontrer une analyse de sûreté.

Les investigations géologiques ont commencé sur la Communauté des Communes de Soulaines qui s'était portée candidate en 2008 pour celles-ci.

La cible retenue pour l'instant comprend 2 couches d'argiles du Crécacé affleurant largement dans le secteur étudié : (1) les argiles tégulines de l'Albien (Formation du Gault), qui ont une épaisseur maximale de 80 m à l'Ouest, mais s'amincent rapidement par érosion vers l'Est, et (2) les argiles à Plicatules de l'Aptien, qui ont une épaisseur comprise entre 20 et 30 m sur l'ensemble de la zone.

Ces deux niveaux imperméables sont séparés par un aquifère constitué de sables verts de quelques mètres d'épaisseur, et ils surmontent un autre aquifère d'épaisseur comparable constitué par des sables barrémiens. L'Andra a entrepris des modélisations hydrologiques de ces aquifères à l'échelle

régionale mais doit encore établir un inventaire précis des usages actuels de ces aquifères, qui ne semblent pas faire l'objet de pompages importants. Dans le secteur de Soulaines, ces séries argileuses sont en partie recouvertes par des dépôts superficiels du Quaternaire. Leur position en fond de vallée exclue ici un stockage sous couverture intacte, les dépôts crétacés post-albiens n'étant préservés qu'à l'Ouest de la zone en cours de prospection par mesures géophysiques et forages.

Etant situées près de la surface, ces argiles sont très différentes de celle du COx. Elles présentent de fait de très fortes teneurs en eau, atteignant jusqu'à 40% du volume de la roche. L'Andra doit poursuivre des études de caractérisation de leurs propriétés pétrophysiques (porosité, perméabilité), géo-hydro-mécaniques, ainsi que leurs capacités de rétention des radionucléides (diffusion dans les eaux porales et interactions avec les minéraux argileux).

L'autre aspect nécessitant encore une recherche avancée est l'estimation des vitesses d'érosion de ces argiles aptiennes-albiennes sur de grandes périodes de temps, sachant qu'elles sont actuellement proches de la surface et que le stockage des déchets FAVL y est envisagé à une profondeur d'une dizaine de mètres, sous couverture remaniée.

Grâce aux travaux déjà menés à Bure par l'Andra et sur l'ensemble du Bassin de Paris et ses bordures par de nombreuses équipes universitaires, les mécanismes qui ont conduit à l'érosion de plusieurs centaines de mètres de séries du Crétacé supérieur en Lorraine sont aujourd'hui interprétés comme résultant de la surrection des épaules du rift oligocène constitué par le graben du Rhin en Alsace, et le plissement à grand rayon de courbure de la lithosphère ouest-européenne en réponse aux déformations alpines. Même si ces phénomènes sont anciens, ils ont abouti à une érosion cumulée de plus de 700 m en 60 millions d'années, donc bien inférieure à 10 m par 100 000 ans si l'on moyenne cette érosion qui a débuté au début du Tertiaire. A l'ouest de Soulaines, le centre du Bassin de Paris est, quant à lui, resté globalement subsidant depuis la fin du Crétacé, échappant ainsi aux soulèvements péri-alpins, et comprend encore plusieurs dizaines de mètres de séries sédimentaires marines du Tertiaire.

Afin d'assurer la sûreté du site SCR, l'Andra a aussi entrepris des études portant sur des périodes de temps beaucoup plus courtes, visant à quantifier de façon très précises les érosions cumulées depuis les derniers 100 000 ans sur les versants environnant Soulaines, et à préciser l'âge des dépôts alluviaux déposés dans les points bas. Les premiers chiffrages de ces érosions ne semblent pas dépasser ici 10 m par 100 000 ans, et elles sont en partie contrôlées par les variations climatiques du Quaternaire.

La Commission recommande à l'Andra de poursuivre ses travaux de modélisation sur l'évolution des reliefs et de la topographie du secteur sur les prochains 100 000 ans, en envisageant divers scénarios climatiques et eustatiques, afin d'identifier le meilleur site pour le stockage des FAVL.

Quelle que soit la qualité de l'argile où seront déposés les colis de déchets, le concept de stockage SCR nécessite la mise en place d'une couverture assurant une protection des colis proche ou égale à celle qu'aurait assuré le milieu naturel avant creusement. L'Andra possède une expérience des couvertures manufacturées pour les stockages de surface comme le centre de la Manche, actuellement sous surveillance, ainsi d'ailleurs qu'Areva avec les couvertures des stockages de résidus miniers d'uranium, également sous surveillance. Toutefois la conception de la couverture d'un stockage SCR FAVL doit encore faire l'objet d'études au titre de composant essentiel d'un tel stockage, indépendamment de la recherche du site.

La Commission souhaite que l'Andra lui présente les objectifs à atteindre pour la couverture définitive d'un stockage SCR et les études ou expérimentations qu'elle conduit sur sa conception.

3.4 LE PROBLÈME DES DONNÉES ET LA PERCEPTION DU PUBLIC

Il existe plusieurs sources d'informations sur les caractéristiques des déchets radioactifs, notamment des FAVL : nature, quantités, volumes, localisation, entreposage, surveillance, etc. L'inventaire national des déchets, publié régulièrement par l'Andra et renseigné par les producteurs de déchets est accessible au public. Des données sont aussi communiquées lors des présentations au groupe de travail du PNGMDR. L'ASN publie des valeurs dans divers documents. Enfin la Commission est informée directement, au cours des auditions, des recherches de données. Elle en fait état dans ses rapports. Cependant, les renseignements que tout citoyen peut obtenir et comparer à partir de ces sources ne sont pas toujours cohérents entre eux. Cela nuit à la crédibilité que l'on peut accorder aux inventaires prévisionnels des stockages, qui sont une des préoccupations majeures du public.

La Commission recommande que ces sources d'information soient mises en cohérence.

3.5 CONCLUSION SUR LA GESTION DES DÉCHETS FAVL

Les études entreprises sur les déchets radifères, graphites, bitumes et les options de gestion considérées par les producteurs permettent d'entrevoir la gestion des déchets FAVL.

32

- Il n'y a pas d'incertitude majeure sur la gestion des déchets radifères : Environ 50 000 t pourraient aller en stockage SCR, sous réserve de trouver un site adéquat.
- Sur les quelque 80 000 m³ de déchets graphite (CEA et EDF), environ 70 000 m³ pourraient aller en stockage SCR, sans traitement, car leur activité en 36Cl est faible. Les 10 000 m³ de chemises EDF et CEA ne pourraient y aller qu'après décontamination, les déchets afférents allant dans Cigéo. Si la décontamination n'était pas retenue il faudrait envisager un stockage soit en SCI, soit dans Cigéo. Si après décontamination la gazéification des chemises devait être réalisée, les résidus iraient dans Cigéo. Les déchets graphite/magnésiens d'Areva sont destinés au stockage géologique profond Cigéo.
- En ce qui concerne les bitumes, la Commission avait recommandé qu'ils soient destinés à un stockage en SCI ou dans Cigéo. Le devenir des 40 000 fûts de bitume du CEA est en cours d'étude.

Chapitre 4

LA RÉVERSIBILITÉ

La loi de 1991 avait fait de la réversibilité une simple option pour le stockage profond. La loi de 2006 indique que le stockage profond doit être réalisé dans le respect du principe de réversibilité et que l'autorisation de création d'un stockage fixera la durée, qui ne peut être inférieure à cent ans, pendant laquelle la réversibilité du stockage doit être assurée. Elle dispose que le Gouvernement présentera un projet de loi fixant les conditions de la réversibilité.

4.1 LE DÉBAT NATIONAL ET INTERNATIONAL

Le principe du stockage géologique profond des déchets nucléaires a été retenu par tous les pays concernés, en particulier, les pays européens, la Chine, le Japon et les Etats-Unis. Ces pays ont introduit le principe de réversibilité dans le stockage géologique à des degrés très divers. Le but principal de tout stockage géologique est, en effet, d'abord la sûreté à long terme, ce qui n'implique pas nécessairement la réversibilité.

L'Andra a contribué au débat national et international sur la réversibilité, notamment par l'organisation de colloques, dont celui de Reims en décembre 2010, et a porté ce débat au sein de l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) de l'Organisation de Coopération et de Développement Economiques (OCDE). Celle-ci a adopté une présentation en termes de hiérarchie des niveaux de réversibilité du stockage profond : le niveau 1 d'entreposage en surface ; le niveau 2, dans lequel des colis ont été déposés dans un alvéole ; le niveau 3, dans lequel l'alvéole est muni de son dispositif de fermeture final; le niveau 4, dans lequel un quartier entier d'alvéoles est fermé; et le niveau 5, qui est celui de la fermeture complète du stockage, dont la sûreté est alors assurée de manière passive, sans que soient nécessaires des interventions ou une surveillance.

33

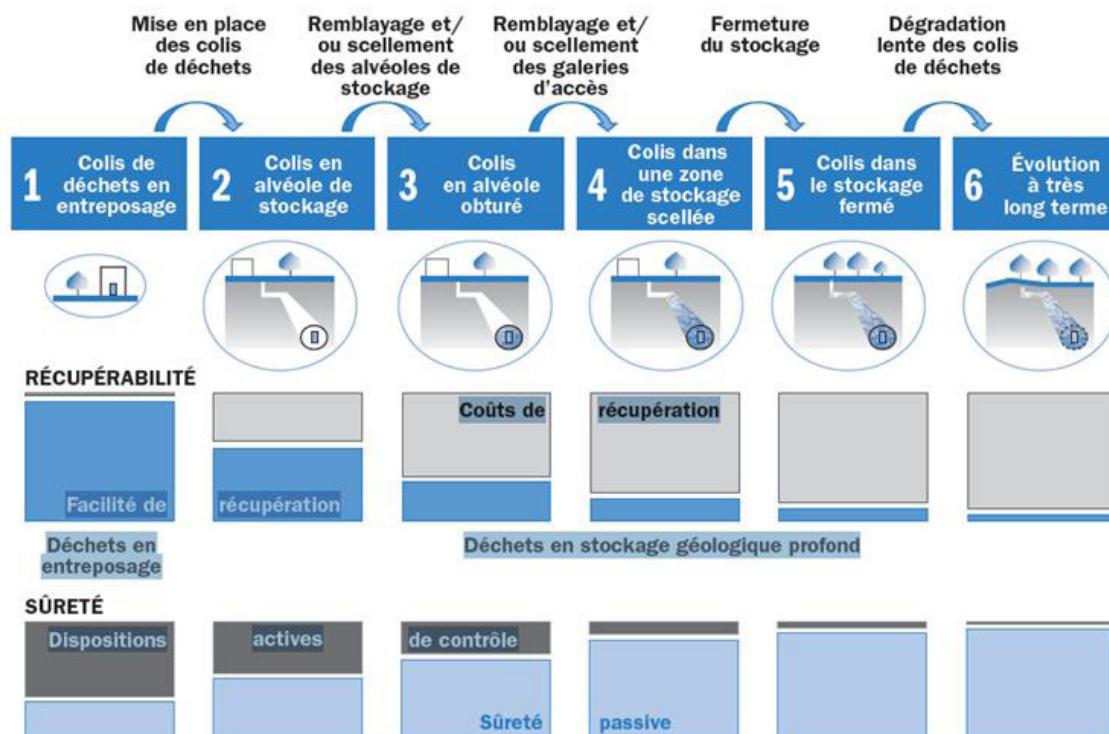


Illustration de la vision de l'évolution du stockage géologique profond d'après l'AEN.

Dans cette approche, il y a deux dimensions distinctes.

- D'abord, une description des étapes progressives vers la fermeture complète. De ce point de vue il y a un contraste fondamental entre une première étape de simple entreposage en surface (niveau 1), une deuxième étape de stockage profond (niveau 2) et une troisième étape de fermeture limitée à des alvéoles remplis (niveau 3). La fermeture devient ensuite de plus en plus complète aux niveaux 4 et 5.
- Chacune de ces trois étapes peut ensuite être interprétée en termes de réversibilité. Mais une réflexion sur la réversibilité doit aussi intégrer ce qu'il se passe durant chacune des étapes si on s'y maintient durablement; par exemple il faut examiner les conséquences en matière de risques d'un maintien prolongé à l'étape 2. La notion de réversibilité doit ainsi intégrer la prise en compte comparative des différents scénarios de fermeture, du point de vue de leurs conséquences prévisibles. L'idée, que pourrait suggérer le schéma de la page précédente, d'un niveau constant de sûreté indépendant de la durée de chaque étape au cours du passage progressif d'une sûreté active à une sûreté passive, ne doit pas être acceptée d'emblée.

4.2 LA NOTION DE RÉVERSIBILITÉ

Les réflexions menées sur la réversibilité ont conduit à clarifier les notions qui lui sont associées. La notion de réversibilité elle-même a été introduite pour définir un mode de gestion d'un stockage de déchets. Pour les déchets radioactifs, elle implique trois dimensions distinctes :

-
- 34
- la décision sur la nature des déchets acceptables et les modalités de leur stockage,
 - la gestion pratique de l'ouvrage,
 - l'évolution naturelle des déchets et des barrières, ouvragée et géologique, qui assurent le confinement de la radioactivité.

Il convient donc de noter que la notion de réversibilité engage plusieurs dimensions qui sont loin d'être de même nature.

- Pour ce qui est des décisions de stockage, la variable déterminante est sociale et elle dépend des différentes motivations et représentations à ce sujet. La protection des travailleurs et du public, ainsi que la sûreté, doivent en être les principaux objectifs.
- Pour ce qui est de la gestion pratique du stockage, elle implique des connaissances technologiques qui sont évolutives et des coûts économiques qui peuvent difficilement être prévus sur une période longue.
- Du point de vue de l'évolution des déchets eux-mêmes et des barrières, ouvragée et géologique, les problématiques sont distinctes :
 - Les déchets ont une évolution propre, dépendant de leur modalité de stockage.
 - Les effets possibles sur l'environnement seront fonction de l'état de l'ouvrage, partiellement fermé ou ouvert.

Les ouvrages doivent obéir à un principe de robustesse qui permette de restreindre autant que possible leur déformation au cours du temps, afin de s'assurer de la possibilité du retrait des déchets en tenant compte de la durée variable entre l'ouverture et la fermeture des alvéoles.

Il faut enfin se départir d'une idée mécaniste simpliste de la réversibilité qui se focalisera sur le modèle d'un système qui pourrait fonctionner simplement en sens inverse, sans conséquence sur la sûreté. Demeurer à l'étape 2 (*alvéoles remplis non fermés*) peut avoir des conséquences irréversibles en termes d'augmentation du risque d'accident et de diminution de la sûreté du stockage. Les différentes dimensions de la réversibilité, en particulier sa dimension sociale, nous éloignent donc d'un modèle mécaniste. Les principes de sécurité et de réversibilité imposent de comparer tous les scénarios dans leurs différentes variables évolutives.

4.3 DÉFINITION DE LA RÉVERSIBILITÉ

La réversibilité est un mode de gestion qui consiste à garantir aux générations futures la possibilité, à toutes les étapes du processus planifié de stockage, d'une décision de poursuivre, de marquer une pause ou de revenir éventuellement à l'étape antérieure.

Un calendrier de points de rendez-vous qui fournissent l'occasion de discuter et d'effectuer un tel choix dans la transparence doit être précisé à l'avance.

Pour être effective, la réversibilité suppose la *récupérabilité*, c'est-à-dire la possibilité technique et organisationnelle de déplacer ou de remonter en surface les déchets. Elle nécessite dans la réalisation des ouvrages une certaine *flexibilité* qui permette de prendre en compte les avancées scientifiques et techniques et le retour d'expérience. Enfin, elle exige la définition et la mise en œuvre de moyens de surveillance qui permettent de prendre des décisions éclairées.

Il doit être entendu qu'il n'est jamais impossible, d'un point de vue technique, de retirer les déchets d'un stockage, même après sa fermeture finale. Certes, dans ce dernier cas, il faudrait mettre en œuvre des moyens techniques très lourds comparables à ceux mobilisés pour la réalisation du stockage. La récupérabilité peut être plus ou moins difficile mais, sur la base de nos capacités techniques actuelles, il n'existe pas de point de non-retour au-delà duquel elle deviendrait impossible.

Le principe de réversibilité, voulu par la loi, implique donc une récupérabilité pratique des déchets, évolutive en fonction des étapes atteintes. Il n'implique cependant aucune décision d'opérations effectives de retrait, si ce n'est à titre expérimental, en vue de valider *in situ* certaines procédures. En effet, une décision effective de retrait n'est pas un but en soi. Le principe de réversibilité doit donc idéalement conduire à rendre possible un retrait de colis tout en le considérant de plus en plus improbable au cours du temps.

35

4.4 EXPÉRIENCES DE RÉVERSIBILITÉ DANS DES OUVRAGES RÉELS.

La Commission a également nourri sa réflexion de l'analyse de situations réelles. L'expérience d'Herfa Neurode, de Stocamine et du WIPP (Cf. Annexe XI) a montré que des retraits ont été effectivement opérés et qu'en réalité une récupérabilité des déchets est toujours possible, mais qu'elle est plus ou moins facile.

Néanmoins, ces trois exemples ainsi que celui d'Asse montrent que les opérations de récupérabilité sont d'autant plus faciles qu'elles ont été planifiées au départ. En outre ils soulignent la nécessité absolue d'une gestion stricte excluant l'introduction de colis non-conformes.

4.5 RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION

L'objectif fondamental du stockage géologique est d'assurer la sûreté passive de l'installation après sa fermeture. Il en résulte une hiérarchie naturelle des préoccupations. Celles-ci comportent la sûreté passive à très long terme, la sécurité des travailleurs et du public pendant la période d'exploitation du stockage, ainsi que la réversibilité.

La Commission estime qu'en cas de conflit entre ces préoccupations, il faut donner la priorité à la sûreté passive à très long terme et à la sécurité des travailleurs et du public : il ne faut pas perdre en sûreté en introduisant une modalité qui faciliterait le retrait de colis.

Différentes modalités de récupérabilité, conformes aux objectifs de la réversibilité, doivent être envisagées : au niveau 2, l'Andra prévoit d'utiliser en sens inverse, depuis l'alvéole jusqu'à la surface, la chaîne qui a permis la mise en place des colis. Dès le niveau 3 cette simple inversion n'est plus suffisante mais un retrait de colis reste techniquement possible.

La loi prévoit que la réversibilité doit être assurée pour une période qui ne peut être inférieure à 100 ans. En accord avec cette disposition, la Commission considère que le stockage doit être conçu pour que les premiers alvéoles remplis puissent être laissés au niveau 2 pendant une période initiale d'observation raisonnablement longue avant de passer progressivement au niveau 3.

En effet, la Commission n'estime pas souhaitable que l'option de laisser l'intégralité du stockage au niveau 2 soit imposée par notre génération aux générations futures, car elle peut présenter des inconvénients majeurs tant pour la sécurité que pour la sûreté.

La responsabilité de notre génération est de concevoir, en utilisant au mieux les connaissances actuelles, le stockage le plus sûr possible. En conséquence le processus de passage progressif des alvéoles du niveau 2 au niveau 3 doit faire, dès maintenant, partie intégrante de la conception de Cigéo et de son exploitation.

En effet la fermeture progressive du stockage est une option que l'on peut juger plus sûre que le maintien au niveau 2 de tout le stockage pendant 100 ans pour quatre raisons différentes :

1) *Elle correspond au choix d'une sûreté passive à long terme. Elle la renforce car elle diminue les risques d'accidents propres à l'entreposage ou au report indéfini du scellement des ouvrages et de la fermeture du site.*

En laissant ouverts les alvéoles MAVL – les premiers qui seront réalisés et remplis – on maintient plus longtemps la ventilation de ces alvéoles. L'air de ventilation apporte de l'oxygène, des bactéries, impose une température distincte de celle de la roche et une humidité suffisamment basse pour entraîner la désaturation du béton du revêtement puis celle du massif rocheux environnant. Ces perturbations retardent le retour vers un équilibre. En cas d'accident, il vaut mieux que les fumées d'un incendie ne circulent pas dans des alvéoles laissés ouverts. L'Andra a analysé ces effets et montré que leurs conséquences restaient acceptables. La Commission juge que ce résultat est crédible. Néanmoins une attitude prudente consiste à éviter d'en faire l'expérience.

Par ailleurs l'air de ventilation, après filtrage, est finalement rejeté à l'extérieur. L'Andra a établi que les doses qui en résultent sont très en deçà des doses maximales fixées pour le public. Néanmoins là encore une attitude prudente conduit à envisager de réduire encore ces doses en fermant certains alvéoles pour éliminer leur contribution aux rejets extérieurs.

2) *Elle diminue l'aléa social : les simulations que l'on peut faire sur l'évolution des colis et de leur environnement sont beaucoup plus précises et fiables que les simulations que l'on peut faire sur l'état social dans un avenir lointain. Le risque*

associé à une mauvaise gestion sociale ultérieure est beaucoup plus élevé que le risque d'accident lié à l'enfouissement dont la connaissance est objectivement fondé sur des lois de comportement connues.

Si nous avons la certitude que notre génération dispose des moyens techniques, scientifiques et organisationnels de concevoir, réaliser et exploiter un stockage profond, il est beaucoup moins assuré que les générations à venir en disposent au même niveau. Laisser aux générations futures plus de liberté leur crée aussi des responsabilités plus lourdes.

Enfin la réflexion ne doit pas exclure, pour peu probable qu'elle paraisse aujourd'hui, une évolution brutale de la société qui conduise, sans précaution, à un abandon du site. Il serait alors préférable qu'on soit aussi proche que possible d'un état de sûreté passive.

3) Elle prend en considération le très peu probable intérêt d'une récupérabilité des colis.

Les motifs qui pourraient conduire à un retrait partiel ou complet des déchets sont variés. L'expérience tirée d'autres ouvrages en fournit quelques-uns : un aléa géologique non prévu ou le dépôt de colis non conformes. La Commission indique toutefois que compte-tenu de leur nature et de leur conditionnement il paraît très peu probable qu'apparaisse un intérêt économique à la récupération de déchets (Cf. Annexe XII). C'est notamment vrai des déchets HAVL, qui résultent d'un retraitement ayant extrait les substances potentiellement utiles du combustible nucléaire usé, uranium et plutonium, et qui sont conditionnés dans des matrices de verre choisies pour rendre extrêmement difficile leur reprise et leur dégradation. L'hypothèse d'un retrait dicté par l'apparition d'une meilleure solution de gestion des déchets ne peut évidemment être exclue *a priori* ; elle apparaît pourtant aujourd'hui comme très peu réaliste, le stockage géologique profond étant le choix retenu par la totalité des pays concernés retraitant ou non leur combustible usé.

37

4) La fermeture progressive permet de ne pas infliger aux générations suivantes le fardeau d'une gestion de déchets qu'elles n'auraient pas produits.

Le stockage géologique profond suppose la fermeture définitive à une échéance définie, qui est estimée aujourd'hui à environ un siècle après le début du dépôt des premiers colis. Il s'agit d'un choix fondamental fait par la loi. Il est inspiré par le principe éthique de prévention ou de limitation des charges qui seront supportées par les générations futures, principe qui figure en liminaire du Code de l'Environnement. Il a pour conséquence, dans le cas des déchets radioactifs, que les charges financières et matérielles résultant de l'utilisation de l'énergie électronucléaire doivent être supportées par les générations qui en ont bénéficié.

Ce principe éthique conduit donc à préparer une fermeture définitive, mais aussi une fermeture progressive, afin de faire bénéficier les générations futures des connaissances acquises par les générations intermédiaires. Notre génération doit préparer cette fermeture progressive.

Pour toutes ces raisons la Commission est favorable à une fermeture progressive des alvéoles – dont il appartiendra aux générations suivantes de vérifier qu'elle est opportune et sûre.

La Commission propose qu'il soit convenu qu'un passage du niveau 2 au niveau 3 soit en tout état de cause exclu pendant une certaine période de temps après le début de l'exploitation et le remplissage des premiers alvéoles. Cette période initiale d'observation, qui devra être proposée par l'opérateur, pourrait être d'une dizaine à une vingtaine d'années. Elle devra être mise à profit pour réaliser des essais sur des alvéoles expérimentaux et développer et valider les moyens de surveillance qui permettraient de mesurer les évolutions d'alvéoles fermés. Une fois passée cette période initiale d'observation, si la fermeture d'un alvéole est jugée opportune, notamment du point de vue de la sûreté, alors la décision de passage du niveau 2 au niveau 3 de l'alvéole devrait être prise.

Chapitre 5

PANORAMA INTERNATIONAL

La Commission a publié dans son rapport N°7 une présentation exhaustive du Panorama International 2007-2013, incluant les options de gestion des déchets nucléaires et les actions de R&D. Ces informations restent valables aujourd’hui et la Commission a choisi de cibler le présent rapport sur un panorama européen des aspects financiers de la gestion des déchets, sur l’approche internationale de la réversibilité, sur l’accident récent du WIPP et sur les activités nucléaires en Inde.

5.1 ORGANISATION DE LA GESTION, DU FINANCEMENT ET DU COÛT PRÉVU POUR UN STOCKAGE GÉOLOGIQUE

La Finlande et la Suède ont déjà déposé une demande de création de stockage (DAC). La France finalise le dossier de DAC. D’autres pays européens, comme la Belgique, ont lancé des études pour réaliser et financer des stockages géologiques. La situation de la France est décrite en Annexe XIII pour permettre une comparaison à l’échelle européenne.

5.1.1 Belgique

a) Organisme en charge de la gestion des déchets radioactifs

En 1980, la loi belge a instauré l’Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies (Ondraf-Niras), organisme 100% public, afin de gérer tous les déchets radioactifs, quelles que soient leur origine et leur provenance, et d’établir un inventaire de toutes les installations nucléaires et de tous les sites contenant des substances radioactives. La gestion inclut le transport, traitement, conditionnement, entreposage et dépôt définitif. Certaines de ces tâches sont effectuées par la filiale industrielle de l’Ondraf, Belgoprocess. En tant qu’organisme public, l’Ondraf est tenu d’élaborer et de mener sa politique de gestion de façon à servir au mieux l’intérêt général. L’Ondraf gère les fonds.

39

L’organisme est soumis au contrôle d’une autorité de tutelle, composée des ministres fédéraux qui ont les Affaires économiques et l’Énergie dans leurs attributions, ainsi que de l’Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (AFCN), le régulateur.

Un déchet radioactif est défini par l’Ondraf comme «Toute matière pour laquelle aucune utilisation n’est prévue et qui contient des radionucléides en concentration supérieure aux valeurs que les autorités compétentes considèrent comme admissibles dans des matériaux propres à une utilisation ou au rejet sans contrôle²».

Les matières fissiles enrichies³, essentiellement issues du cycle du combustible nucléaire, désignent en Belgique «celles pour lesquelles plus aucune utilisation ou transformation n’est prévue par le producteur ou l’exploitant et qui peuvent par conséquent être assimilées à des déchets radioactifs».

b) Financement et estimation des coûts du stockage géologique

Le financement de la gestion courante se fonde sur deux principes :

- Le premier est que la totalité des coûts de l’Ondraf est supporté par les bénéficiaires de ses prestations, les producteurs de déchets radioactifs, selon le principe du pollueur payeur ;
- Le second impose que, comme l’Ondraf dispose du monopole de la gestion des déchets radioactifs en Belgique, celui-ci travaille à prix coûtant et soit astreint à l’équilibre financier.

2 NB : Cette définition contient le principe d’exemption en dessous d’un seuil de concentration.

3 Principalement des combustibles usés.

L’Ondraf conclut des contrats avec les producteurs de déchets radioactifs. Ces contrats définissent les modalités qui permettent à l’Ondraf d’accomplir ses missions. La loi oblige les contractants à lui fournir les renseignements dont il a besoin à cet effet.

Le financement de la gestion future est basé sur l’approvisionnement de différents fonds, les plus importants étant le fonds à long terme et le fonds à moyen terme.

Le fonds à long terme a pour objet le financement des coûts liés à la construction et à l’exploitation des installations d’entreposage et de dépôt final des déchets radioactifs via un mécanisme de financement comportant deux volets :

- la réservation de capacité, qui est la notification contractuelle, par chaque producteur conventionné, de son programme complet de production de déchets ;
- le paiement tarifaire, qui assure l’approvisionnement du fonds chaque fois que l’Ondraf accepte des déchets sous sa responsabilité.

Les producteurs d’électricité contribuent au fonds par voie d’un prélèvement sur chaque kWh vendu. Le taux d’actualisation choisi par l’Ondraf pour les déchets en leur possession est actuellement de 4%. Synatom (société privée qui gère l’ensemble du cycle du combustible pour les centrales nucléaires belges) applique un taux de 4,8% pour les provisions des producteurs.

Le fonds à moyen terme est destiné à couvrir les coûts exposés en vue de créer et de maintenir l’assise sociétale nécessaire à l’intégration d’une installation de dépôt final de déchets radioactifs dans une collectivité locale. Le fonds à moyen terme sera alimenté par une cotisation d’intégration prélevée auprès des producteurs de déchets radioactifs et calculée sur la base de la capacité totale du dépôt et des quantités totales respectives de déchets des producteurs qui sont destinées à y être déposées. L’obligation de contribuer au fonds à moyen terme débutera dès l’instant où l’installation de dépôt final aura fait l’objet des autorisations légales.

40

En 2009, l’Ondraf a estimé le coût d’un stockage géologique basé sur un certain nombre d’hypothèses :

- les centrales belges fonctionneront pendant 40 ans ;
- les combustibles usés seront retraités ;
- le stockage sera construit à 250 m de profondeur dans l’argile de Boom, roche hôte étudiée dans le laboratoire souterrain Hades/Euridice ;
- Il y aura deux zones : une pour les déchets FAVL et MAVL («cat B», environ 11 000 m³) et une pour les déchets de haute activité ; le volume de ces derniers (cat C), dépendra du mode de gestion qui sera choisi : il est estimé à environ 600 m³ si les combustibles usés sont retraités ou 4 500 m³ si les combustibles usés ne sont pas retraités et s’ajoutent aux déchets déjà vitrifiés ;
- la construction commencera en 2032.

L’estimation, qui comporte un plan financier et une proposition de tarifs à discuter avec les producteurs, a été faite en étroite collaboration avec Synatom et l’Etat belge (qui est responsable d’un certain nombre de déchets ‘historiques’). Dans le cadre d’une évaluation internationale, l’Andra a procédé à une lecture critique avant que l’estimation ne soit finalisée.

En tenant compte des hypothèses citées plus haut et d’un taux d’actualisation de 0%, le coût total serait d’environ 3 milliards d’euros pour une durée d’exploitation d’un siècle, temps après lequel le site sera dans une situation de post-fermeture. Le coût de la construction représente environ 40% de cette somme.

Références :

- Ondraf-Niras : <http://www.ondraf.be>
- Le 'plan déchets' :
<http://www.ondraf-plandechets.be/nieuw/downloads/pdf/Plan%20Déchets.pdf>
- L'estimation de coût :
<http://www.ondraf.be/sites/default/files/NIROND%20TR%202009-15%20E%20signed.pdf>
- Belgoprocess : www.belgoprocess.be

5.1.2 Finlande

a) Organisme en charge de la gestion des déchets radioactifs

La loi finlandaise stipule que tout déchet radioactif produit en Finlande doit être traité, entreposé et stocké sur son territoire et que aucun déchet étranger ne sera importé dans le pays.

Avec «déchets radioactifs» on entend : «*les matériaux radioactifs, équipements et objets contaminés qui n'ont plus d'usage et doivent être rendus sans danger*». Quand l'activité est en dessous d'un certain niveau, qui est fonction des radionucléides concernés, le déchet n'est plus considéré comme déchet radioactif.

La responsabilité de la gestion des déchets radioactifs réside chez les producteurs d'électricité, Teollisuuden Voima Oyj (TVO) et Fortum Power, qui ont créé à cette fin Posiva Oy. Posiva Oy effectue les recherches et développements nécessaires pour le stockage des combustibles usés. L'actionnariat de Posiva Oy est composé de TVO (60%) et Fortum (40%).

41

Le ministère du commerce et de l'industrie supervise l'exploitation des centrales et la gestion des déchets. Le régulateur, Säteilyturvakeskus – Strålsäkerhetscentralen (Radiation and Nuclear Safety Authority, Stuk), qui est en charge des inspections, est administré par le ministère des affaires sociales et de la santé.

La demande d'autorisation de création du stockage déposée par Posiva auprès de Stuk en décembre 2012, concerne 9 000 t d'uranium métal de combustible usé, selon le concept KBS-3 sans retraitement, soit 4 500 conteneurs, ce qui couvre les besoins pour Loviisa 1 et 2 et Olkiluoto 1 à 4. Ce stockage dans le granite sera situé à une profondeur de 450 à 500 m.

Quand une galerie sera remplie, elle sera obligatoirement fermée définitivement et sans délai. De nouvelles galeries seront creusées au fur et à mesure des besoins.

Une nouvelle centrale est prévue par la firme Fennovoima. Posiva ne prévoit pas le stockage du combustible usé de Fennovoima, mais le gouvernement pourrait l'imposer.

Les déchets d'exploitation FA et MA des réacteurs sont gérés individuellement par chaque producteur. La production annuelle à Olkiluoto est de 150 à 200 m³; celle à Loviisa entre 100 et 150 m³. Les déchets sont conditionnés, soit bitumés, soit cimentés. Après l'entreposage, les déchets FA et MA sont stockés séparément, aussi bien à Olkiluoto qu'à Loviisa, dans des silos entre -60 et -100 m dans du granite. Quand un silo est plein, l'accès est définitivement scellé. L'installation d'Olkiluoto est opérationnelle depuis 1992 ; celle de Loviisa depuis 1998. La capacité totale est de l'ordre de 8 600 m³. Des extensions sont prévues sur les deux sites, entre autres pour les déchets de démantèlement.

Stuk dispose d'une petite installation de stockage pour des déchets FA ou TFA à vie longue ne provenant pas de centrales (déchets hospitaliers, industriels...). Ce stockage est situé à Olkiluoto.

b) Financement et estimation des coûts du stockage géologique

Les producteurs d'électricité sont responsables du financement des coûts de gestion et de stockage du combustible usé. Chaque année, ils doivent présenter leurs meilleures estimations des coûts pour le futur. Ils ont créé un fonds (2,270 milliards d'euros fin 2013), qui couvre les coûts actuellement prévus jusqu'en 2120. Le taux d'actualisation est de 0%. Le prix du kWh inclut une contribution au fonds.

L'estimation des coûts est de 3,3 milliards d'euros (2009) dont 700 millions d'investissements, 2,4 milliards d'euros pour l'exploitation pendant 50 à 60 ans et 200 millions d'euros pour le démantèlement.

L'extension du site d'Olkiluoto pour accueillir le combustible usé de Fennovoima coûterait 200 millions d'euros alors que la création d'un stockage indépendant reviendrait à un milliard d'euros environ.

Références :

- Posiva : <http://www.posiva.fi/en>
- Stuk : http://www.stuk.fi/en_GB/
- Ministry of Employment and the Economy : www.tem.fi

5.1.3 Suède

a) Organisme en charge de la gestion des déchets radioactifs

42 Suite aux dispositions légales, la Svensk Kärnbränslehantering AB (Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB) a été créée par les producteurs d'électricité, responsables du développement d'un concept global pour la gestion et le stockage du combustible usé et des déchets radioactifs associés. Les producteurs sont également responsables des recherches et démonstrations requises. SKB est la propriété à 36% de Vattenfall, 30% de Forsmark, 22% d'OKG et 12% d'E.ON Suède.

La mission de SKB est de gérer le transport, le conditionnement et l'entreposage des déchets et des combustibles usés et de les stocker en protégeant la population et l'environnement, maintenant et dans le futur. Le stockage des déchets issus des applications non-électrogènes et du démantèlement d'installations de recherche ou autres est également de la responsabilité de SKB.

L'Etat, par voie du ministère de l'environnement, est responsable de la supervision des activités de SKB.

Le régulateur, Strålsäkerhetsmyndigheten (Swedish Radiation Safety Authority, SSM) contrôle les aspects de sûreté et de radioprotection, vérifie les coûts calculés par SKB et propose des tarifs au gouvernement qui les fixe pour les 3 ans à venir. Cette procédure est répétée tous les 3 ans avec les ajustements nécessaires.

Le Kärnavfallsrådet (Swedish National Council for Nuclear Waste) suit la problématique des déchets, du démantèlement et du financement, et conseille le gouvernement sur ces sujets.

Les déchets sont classés en fonction des contraintes de débit de dose et d'activité :

- Les déchets de très faible dose, équivalents aux TFA, sont soit libérés afin d'être recyclés, soit stockés en décharges sur les sites des réacteurs ;
- Les déchets de faible ou moyenne activité de vie courte sont stockés dans des silos ou chambres creusés dans du granite à moins 60 m sous la mer Baltique à Forsmark. La capacité en est de 63 000 m³. Une extension de la capacité à 200 000 m³ est envisagée ;
- Les déchets de moyenne activité et vie longue seront stockés à grande profondeur (environ 500 m) dans du granite. Les concepts de stockage doivent encore être déterminés et le choix du site suivra ;
- Les combustibles usés sont destinés à être stockés à Forsmark dans du granite à grande profondeur (environ 500 m). La capacité y sera de 12 000 tonnes ou 6 000 conteneurs. La

demande d'autorisation pour la construction du stockage a été déposée en 2011 auprès de SSM conformément à la loi sur les activités nucléaires et une autre demande a été déposée en parallèle auprès de la "Cour de l'environnement" conformément au code de l'environnement suédois. La décision finale est prise par le gouvernement après avis de SSM et de la Cour. En outre, le gouvernement doit demander l'avis de la commune qui dispose d'un droit de veto. L'installation de mise en conteneurs des combustibles à Oskarshamn nécessite également une demande d'autorisation suivant la même procédure.

N'ayant pas retraité les combustibles usés, la Suède n'a pas de déchets de haute activité de retraitement.

Le concept de stockage prend en compte les niveaux de récupérabilité comme définis par l'AEN.

b) Financement et estimation des coûts du stockage géologique

Les producteurs d'électricité sont tenus de financer les coûts de gestion et de stockage du combustible usé. A cette fin, ils payent une contribution de l'ordre de 0,25 centime d'euro/kWh à un fonds, le Kärnavfallsfonden (Swedish Nuclear Waste Fund). Ils doivent également garantir que des coûts futurs imprévus seront couverts.

Le taux d'actualisation choisi est actuellement de 2,3%.

Les frais encourus pour la gestion, le démantèlement ou la recherche sont remboursés au fur et à mesure par le fonds. Les municipalités sont remboursées des frais qu'elles engagent pour l'information du public.

En 2010, SKB a estimé le coût total pour la gestion et le démantèlement, y compris le stockage, et cela pour une durée de vie des centrales de 50 ans, à environ 14 milliards d'euros.

Références :

- SKB : http://www.skb.se/default____24417.aspx
- SSM : www.stralsakerhetsmyndigheten.se/In-English/About-the-Swedish-Radiation-Safety-Authority1/
- Swedish Nuclear Waste Fund : <http://www.karnavfallsfonden.se/informationinenglish.4.725330be11efa4b0a3f8000131.html>

5.2 APPROCHE INTERNATIONALE DE LA RÉVERSIBILITÉ / RÉCUPÉRABILITÉ

Les pays dotés d'énergie nucléaire ont entamé des discussions internes sur les notions de réversibilité/récupérabilité dès le moment où la société civile s'est appropriée les questions de l'interaction entre le développement durable et la gestion des déchets radioactifs. Les aspects éthiques de la protection de l'homme et de l'environnement ainsi que des générations futures ont été au centre des discussions.

Il est vite apparu que la définition des notions de réversibilité/récupérabilité variait d'un pays et/ou d'une langue à l'autre et qu'il était parfois difficile de trouver un consensus sur une compréhension commune des deux concepts. Afin d'y parvenir au niveau international et entre les parties les plus concernées, l'Agence Internationale de l'Energie Nucléaire (AIEA, sous l'égide des Nations Unies) et l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN, sous l'égide de l'Organisation de coopération et de développement économiques, OCDE) ont pris l'initiative de réunir des représentants de leurs divers pays membres.

Les réflexions dans le cadre de l'AIEA ont abouti à diverses publications dont la dernière en date est celle de 2009 «Geological Disposal of Radioactive Waste: Technological Implications for Retrievability». Comme le titre l'indique, le rapport traite principalement des implications technologiques de la réversibilité en mettant l'accent sur la récupérabilité. Le rapport définit la

récupérabilité comme un cas spécifique de la réversibilité, c'est-à-dire la réversibilité de l'action qui consiste à déposer les déchets dans leur emplacement définitif.

Le rapport indique également très clairement les bases éthiques conduisant à la récupérabilité :

- la génération qui bénéficie de l'énergie nucléaire est responsable de la gestion des déchets produits; cela implique que les générations futures ne doivent pas avoir la charge de maintenir en état la sûreté du stockage et qu'il faut par conséquent prévoir une sûreté passive après une période de temps raisonnable ;
- comme les connaissances et les valeurs évoluent, il faut que les générations futures puissent, si elles le désirent, adapter la gestion des déchets enfouis; il faut donc prévoir un concept de stockage qui ne rend pas toute intervention ultérieure inutilement difficile avant la fermeture du stockage.

Le rapport montre que les idées ont convergé sur un certain nombre de points comme le fait que la récupérabilité deviendra progressivement plus complexe dans le temps et qu'elle peut avoir un impact négatif sur la sécurité et la sûreté.

En parallèle aux travaux dans le cadre de l'AIEA, l'AEN a organisé plusieurs groupes de travail et symposiums sur le sujet. Afin de résoudre les dernières divergences entre les conclusions de l'AIEA et de l'AEN, l'AEN a parrainé de 2007 à 2011 un projet intitulé «Réversibilité des décisions et récupérabilité des déchets radioactifs - Éléments de réflexion pour les programmes nationaux de stockage géologique», auquel des experts issus des autorités de sûreté, de l'industrie, de la R&D et des organes de décision en matière de politiques publiques, originaires des pays membres de l'AEN, de l'AIEA et de la Commission Européenne, étaient associés.

44

Même si chaque programme national est unique, car il s'inscrit dans un contexte social, juridique et technique variable d'un pays à l'autre et au fil du temps, un certain nombre de conclusions en ont émergé comme consensus international. Elles sont énoncées ci-dessous.

Selon l'AEN, la réversibilité désigne la capacité à revenir sur des décisions prises lors de la mise en œuvre progressive d'un système de stockage, indépendamment de l'exercice effectif de cette capacité. Le retour en arrière est l'action concrète d'inverser ou de modifier une décision, soit en changeant de direction, soit éventuellement en restaurant une situation antérieure. La réversibilité implique de prendre des dispositions afin de permettre le retour en arrière, le cas échéant. La réversibilité est donc une approche de la prise de décision qui reconnaît que cette prise de décision s'opère par étapes et qui implique que le processus de mise en œuvre des décisions et des technologies soient suffisamment flexibles pour pouvoir, si nécessaire, inverser ou modifier, sans effort démesuré, une ou plusieurs décisions prises antérieurement.

Selon l'AEN, la récupérabilité désigne la capacité à reprendre des colis de déchets, seuls ou mis en conteneurs de transport, mais elle ne précise pas les modalités de leur éventuel reconditionnement. La notion est présentée indépendamment de l'exercice effectif de cette capacité. La récupération est l'action concrète de reprise des colis de déchets. La récupérabilité implique de prendre des dispositions afin de permettre cette récupération.

Selon l'AEN, pendant la phase d'exploitation d'un stockage, la réversibilité et la récupérabilité traduisent l'application d'un principe de précaution. Elles permettent de gérer l'incertitude qui peut régner autour des solutions techniques ; elles fournissent des garanties supplémentaires de sûreté ; elles permettent de répondre aux souhaits du grand public de ne pas être prisonnier d'une situation irréversible.

Aussi longtemps qu'il y aura continuité des dispositions institutionnelles, le retrait des colis de déchets, si on l'envisage, serait une activité nucléaire, qui requerra une autorisation de l'autorité de sûreté nucléaire.

Après la phase d'exploitation et l'arrêt du contrôle institutionnel des installations, et au-delà de la période pendant laquelle l'intégrité des conteneurs de stockage peut être assurée, la récupération des déchets serait toujours possible, mais ferait appel à des ressources technologiques et financières croissantes afin de satisfaire aux exigences de sûreté.

Le fait de prendre en compte, dans la conception du stockage, des mesures favorisant un retrait potentiel des colis de déchets ne sous-entend pas une intention claire de récupérer les déchets à l'avenir. Le but est simplement d'éviter de compliquer inutilement un retrait si une société future venait à décider de récupérer les déchets pour une quelconque raison. Cependant, si la réversibilité permet une certaine liberté de choix, elle ne doit jamais être obtenue au détriment de la sûreté actuelle ou future.

A court terme, les dispositions de récupérabilité peuvent être considérées comme de bonnes pratiques d'ingénier et contribuer à la sûreté, par exemple, en permettant de bien gérer des incidents ou accidents en exploitation. Maintenir la récupérabilité plus longtemps que le minimum requis pour l'exploitation peut avoir des impacts négatifs sur la sûreté (risques industriels et miniers, doses aux travailleurs, ...). A très long terme, essayer de maintenir ouvert le stockage pour favoriser la récupérabilité conduirait à une impossibilité de satisfaire aux exigences de sûreté.

Lorsque l'on intègre la notion de récupérabilité dans un programme de stockage, il est évident que la récupération des colis de déchets deviendra de plus en plus difficile au fur et à mesure que les installations de stockage prendront leur forme et leur fonction finales.

La relation entre la récupérabilité des colis de déchets et les différentes phases d'évolution d'un stockage a été établie pour des projets de stockage sous forme d'une « échelle de récupérabilité ». Celle-ci traduit la progression d'un stockage et l'évolution de la facilité de récupération des déchets, les coûts de récupération, des éléments de sûreté passive et des éléments de contrôle actif. L'échelle est aujourd'hui intégrée dans les différents programmes européens de stockage.

45

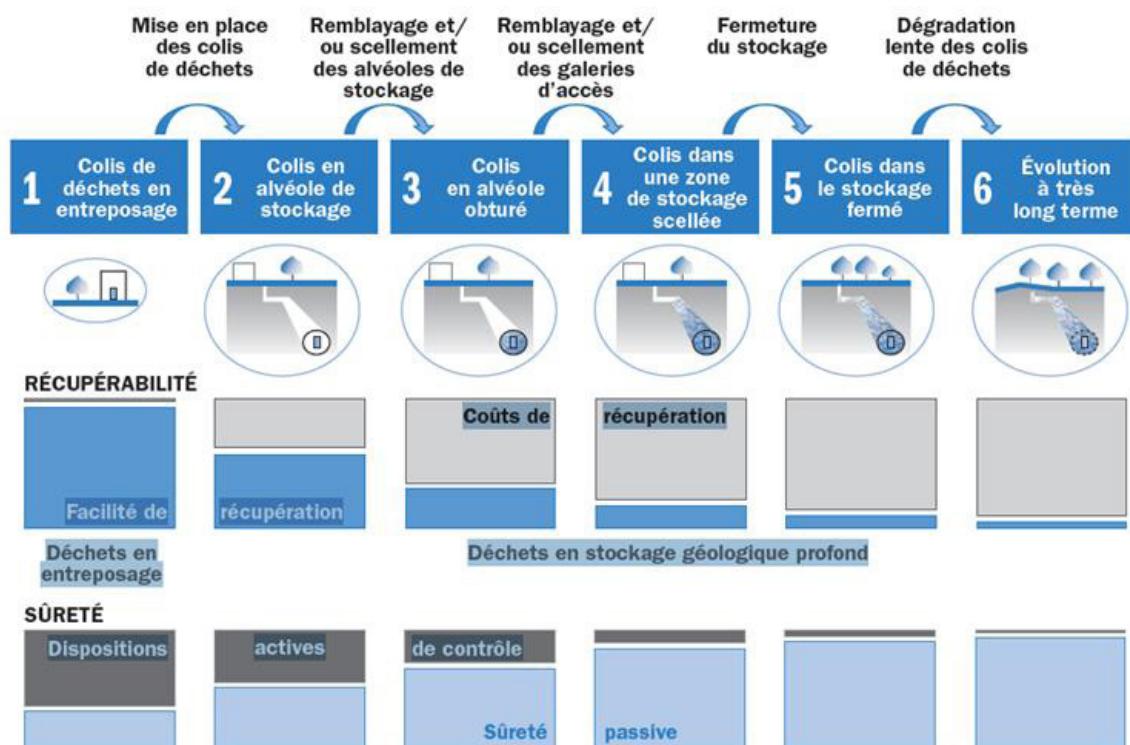


Illustration de la vision de l'évolution du stockage géologique profond d'après l'AEN.

L'application pratique des principes dépend, entre-autres, du contexte institutionnel, de différences culturelles, des types de déchets ou de formations géologiques. Ainsi, dans quelques pays, la réversibilité ou la récupérabilité est inscrite dans la loi (France, Suisse, USA,...) ; dans d'autres, elle n'est pas demandée par la loi mais néanmoins prévue par l'exploitant (Suède, Finlande) ou l'organisme en charge de la gestion des déchets (Belgique, Corée,...). Dans les granites suédois et

finlandais le remblayage des galeries est prévu au fur et à mesure du remplissage pour immobiliser les conteneurs de combustible usé ; ceci n'est pas nécessairement le choix pour des galeries dans des argiles (France, Belgique, Suisse).

Si les différents pays adhèrent aux principes énoncés, les choix relatifs à la récupérabilité et à la sûreté à court ou à long terme ne sont donc pas identiques dans tous les programmes. Tous cependant affirment la priorité de la sûreté actuelle ou future sur toute autre considération.

Références :

- Geological Disposal of Radioactive Waste: Technological Implications for Retrievability, IAEA Nuclear energy series, NW-T-1.19, 2009.
- Réversibilité des décisions et récupérabilité des déchets, Claudio Pescatore, OCDE/AEN, 2009 ; http://www.Andra.fr/colloque_reversibilite_2009/PDF/p01-CPescatore.pdf
- Réversibilité des décisions et récupérabilité des déchets radioactifs - Éléments de réflexion pour les programmes nationaux de stockage géologique, AEN N° 7105, ISBN 978-92-64-99170-5, 2012.

5.3 ACCIDENT AU WIPP

Le WIPP (Waste Isolation Pilot Plant, désert du Chihuahua, Nouveau Mexique, Etats-Unis) est opérationnel depuis 1999 pour le stockage définitif de déchets transuraniens du programme militaire américain. Les déchets sont stockés à une profondeur de 650 m dans une couche de sel d'une épaisseur moyenne de 1000 m et âgée de 250 millions d'années.

46

Le 5 février 2014, suite probablement à une fuite de diesel, les pneus d'un camion transportant du sel ont pris feu. Le feu a provoqué une grande quantité de fumée et de suie. Le conducteur a essayé, sans succès, d'éteindre l'incendie avec les extincteurs à sa disposition. L'alarme a été donnée avec ordre d'évacuer. Au moment de l'incendie, 86 travailleurs se trouvaient au fond. Tous ont été évacués. Quelques uns ont dû être pris en charge, tous avec succès.

L'incendie a mis au jour des erreurs de procédures et de matériel. Ainsi, les extincteurs disponibles n'étaient pas adéquats, l'ordre d'évacuation n'a pas été entendu par tous les travailleurs et un système de ventilation, mis en service pour évacuer la fumée, l'a au contraire diffusée dans des zones de repli.

Une liste exhaustive des points à analyser a été établie et des mesures correctives ont été prises.

La Commission approuve la stratégie de l'Andra visant à réduire l'usage d'engins à moteurs thermiques et d'engins sur pneus au fond.

Par ailleurs, le 14 février 2014, une augmentation anormale du taux de radiation a été observée par un détecteur dans la mine. Aucun travailleur ne s'y trouvait au moment de l'observation et, par précaution, la mine a été immédiatement fermée. Les jours qui ont suivi, des traces de Pu et de Am ont été détectés par le réseau de surveillance en surface et quelques travailleurs ont été très légèrement contaminés.

Au moment où ce rapport a été rédigé, la raison des émissions n'était pas connue.

Références :

- WIPP : <http://www.wipp.energy.gov/>
- DOE : <http://www.energy.gov/>

5.4 VOYAGE D'ÉTUDE EN INDE DU 15 AU 23 FÉVRIER 2014

Le programme de développement de l'énergie nucléaire en Inde vise, à terme, la mise en place d'un parc de réacteurs électronucléaires indigènes utilisant le thorium et l'uranium 233 (^{233}U) comme combustibles. Telle que prévue, la filière indienne au thorium nécessite de franchir trois étapes pendant lesquelles plusieurs types de réacteurs électronucléaires seront en fonction :

- 1) des réacteurs à neutrons thermiques (PHWR-Pressurised Heavy Water Reactor) alimentés avec de l'uranium naturel pour produire du plutonium ;
- 2) des réacteurs à neutrons rapides (FBR-Fast Breeder Reactors) alimentés avec l'uranium et le plutonium issus des PHWR ; les FBR produiront à leur tour plus de plutonium qu'ils n'en consommeront ainsi que de l' ^{233}U par irradiation de thorium ;
- 3) des réacteurs à neutrons thermiques fertilisant le thorium avec le plutonium et l' ^{233}U produit par les FBR et, in fine, avec du thorium fertilisé par l' ^{233}U qu'ils produiront eux-mêmes quand tout le plutonium aura été utilisé.

L'étape 1, arrivée à maturité industrielle, est en cours et devrait conduire à une puissance d'une dizaine de GWe d'ici 2020 et à une production d'énergie et de plutonium sur 20 à 30 ans. La durée de vie des PHWR est d'environ 60 ans. Cette production d'énergie correspond à la consommation de la quantité estimée d'uranium Indien. Le parc PHWR constitué d'unités de faible puissance (0,2 GWe et 0,7 GWe en projet) coexistera avec des réacteurs électronucléaires utilisant de l'uranium enrichi, achetés à l'étranger, qui fourniront sensiblement la même puissance électrique que le parc PHWR (Cf. Annexe VI, Organisation du Nucléaire Indien).

L'étape 2 en est à son début avec la construction d'un prototype de FBR surgénérateur le PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor). Elle devrait conduire à installer une puissance considérable de 60 GWe vers 2030 puis de 200 GWe en quelques décennies supplémentaires.

47

L'étape 3, la filière au thorium, est pour plus tard vers la fin du siècle. Un démonstrateur de cette filière, l'AHWR (Advanced Heavy Water Reactor), est à l'étude. Les composants de l'AHWR (300 MWe, durée de vie de 100 ans, sûreté type génération IV) sont testés dans plusieurs installations. Ce réacteur pourra être alimenté avec divers combustibles à base d'uranium, de plutonium et de thorium.

Enfin l'Inde a, à plus long terme, des projets de réacteurs à haute température refroidis par un métal liquide ou de réacteurs à sels fondus, tous alimentés avec de ^{233}U . Par ailleurs, la séparation puis la transmutation des actinides mineurs avec des FBR ou des ADS (Accelerator Driven System) est envisagée.

La mise en place d'une filière au thorium nécessite à chacune des trois étapes d'associer aux réacteurs des cycles de combustible fermés, *a minima* sur l'uranium et le plutonium pour les étapes 1 et 2 et sur le thorium et ^{233}U pour les étapes 2 et 3. Cela implique le retraitement des assemblages de combustible irradié ou usé de tous les réacteurs, quels que soient la nature du combustible et le taux de combustion de celui-ci. Il ne dépasse pas 20 GWj/t pour le combustible des PHWR. La gestion des déchets de haute activité de retraitement passe pour l'instant par la vitrification classique des raffinats du procédé Purex, après la séparation de quelques produits de fission.

Il existe deux centres importants de recherche dédiés à l'énergie nucléaire, l'IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research) à Kalpakkam et le BARC (Bhabha Atomic Research Centre) à Trombay. La Commission a discuté avec les autorités et des scientifiques de ces centres sur plusieurs points concernant le développement des FBR et la gestion du combustible usé des réacteurs actuels et futurs allant jusqu'au stockage des déchets ultimes. Ces points sont en miroir des évaluations conduites par la Commission. Les aspects, autres que scientifiques, n'ont pas été abordés.

5.4.1 Réacteurs à neutrons rapides

L'Inde dispose pour les études, les recherches et les développements en soutien de son programme d'un réacteur à neutrons rapides, du FBTR (Fast Breeder Test Reactor), alimenté par un carburé d'uranium et de plutonium, d'un réacteur à neutrons thermiques, Kalimi (précurseur du AHWR), alimenté à l'²³³U sous forme d'alliage métallique, d'usines de retraitement, de cellules chaudes pour l'examen du combustible usé et la mise au point de procédés de retraitement et d'un pilote de séparation des actinides mineurs.

L'étape clé du programme nucléaire Indien est la mise en place de FBR. Un prototype de 500 MWe alimenté avec du MOx à l'uranium et du plutonium et refroidi au sodium, le PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor), devrait diverger en 2014 (Kalpakkam). Il sera suivi de deux FBR de même puissance et de même conception (2023) sur le même site, puis après 2030 de FBR de 1000 MWe alimentés avec un combustible métallique (U,Pu,Zr). Un tel combustible, permet un taux de doublement du plutonium 4 fois plus rapide que le combustible oxyde⁴. La production de ²³³U aura lieu dans les couvertures de ces réacteurs par irradiation d'oxyde de thorium. Un réacteur de ce type est à l'étude. Les taux de combustion visés pour les FBR sont au delà de 150 GWj/t.

Les tests d'irradiation des combustibles contenant de l'uranium, du plutonium et du thorium (oxyde, métal) sont en cours depuis plus de 20 ans dans le FBTR jusqu'à des taux de combustion de 150 GWj/t.

L'installation Coral, associée au FBTR, permet l'examen du combustible irradié et le retraitement du combustible de ce réacteur. Du combustible oxyde uranium-plutonium de deuxième génération est en réacteur.

5.4.2 Séparation

La nécessité de constituer rapidement un stock de plutonium pour alimenter les FBR conduit l'Inde à retraiter rapidement le combustible oxyde usé des PHWR (procédé Purex) et elle se prépare à faire de même pour celui des FBR. Ainsi le combustible carburé du FBTR, brûlé à 150 GWj/t est actuellement retraité deux ans après sa sortie du réacteur dans Coral (COmpact Reprocessing of Advanced fuel in Lead cells). L'Inde envisage pour le futur un traitement du combustible un an après sa sortie du réacteur. Une particularité du retraitement est l'extraction de quelques produits de fission, notamment le Cs et le Sr pour des applications industrielles notamment d'irradiations. Les déchets actuels de haute activité qui en sont issus sont vitrifiés dans un verre borosilicaté selon la technique classique et les colis sont mis en entreposage. Un creuset froid est en démonstration à Tarapur et va être installé en ligne.

Un pilote, qui a fait suite à Coral, est en cours de construction pour retraiter le combustible du PFBR, le DFRP (Demonstration Fast Reactor Processing). Celui-ci préfigurera un vaste complexe d'usines (retraitement, fabrication du combustible, gestion des déchets, ...) pour fermer le cycle des combustibles des réacteurs FBR de puissance, le FRFCF (Fast Reactor Fuel Cycle Facility).

L'Inde a conduit de nombreuses études sur l'utilisation du thorium comme combustible nucléaire sous forme oxyde ou métallique. Des centaines d'assemblages oxyde ont été irradiés en réacteurs PHWR et quelques uns dans la couverture du FBTR, puis caractérisés et retraités en modifiant le procédé Purex. Les déchets de haute activité sont ensuite vitrifiés. De même le procédé de retraitement du futur combustible de l'AHWR, pour récupérer ²³³U pur, est en cours de validation à l'échelle du laboratoire. Une usine pour le retraitement industriel est prévue (PRTRF-Power Reactor Thoria Reprocessing Facility).

4 « L'obtention d'un facteur de conversion de 1,6 et d'un temps de refroidissement de trois ans seulement sont très au-delà des performances envisageables pour un RNR-Na à combustible MOX. De telles performances ne pourraient être atteintes que dans des RNR à combustible métallique avec un traitement par pyrochimie. Malheureusement plusieurs verrous technologiques sont à traiter à la fois dans le domaine des réacteurs et dans celui du traitement, sans parler des démonstrations économiques et de sûreté. » dans La lettre de l'Itésé Numéro 19 Eté 2013, page 22.

Pour ce qui concerne le cycle des FBR plusieurs innovations sont à l'étude : fabrication de pastilles annulaires d'oxydes mixtes par le procédé classique de frittage de poudres, procédé sol-gel pour la préparation du combustible oxyde et vibro-compaction des microsphères résultantes pour la préparation des aiguilles, procédés de séparation pour du combustible usé peu refroidi, utilisation d'un verre de phosphate de fer pour une meilleure incorporation des éléments contenus dans les raffinats du Purex appliqués aux FBR, qui diffèrent fortement de ceux résultants du retraitement du combustible des PHWR, ou pour l'incorporation du césium.

L'Inde se prépare à utiliser du combustible métallique pour les FBR et à le retraiter par pyrométallurgie dans un eutectique LiCl-KCl. Un pilote à l'échelle de quelques kilogrammes existe à Kalpakkam. Le conditionnement des déchets est à l'étude.

5.4.3 Transmutation

Enfin l'Inde envisage de transmuter les actinides mineurs. A cet égard un pilote, l'ASDF (Actinides Separation Demonstration Facility) en ligne avec l'usine de retraitement de Tarapur est en fonctionnement depuis novembre 2013. Sa capacité est de 30 L/heure et elle a traité 6 m³ de solutions de très haute activité. Le procédé est en trois temps, extraction de l'uranium et du plutonium résiduel du Purex, extraction des actinides et des lanthanides (avec du ruthénium) puis séparation des deux groupes. Dans le deuxième stade, équivalent au procédé Diamex, l'extractant est le CMPO (utilisé en premier dans le procédé Truex aux USA) et ensuite les extractants et complexants sont les mêmes que ceux utilisés en France dans Sanex. Les rendements sont à plus de 99,5%. L'objectif est de préparer des aiguilles d'oxyde mixte uranium-actinides mineurs pour irradiation dans le FBTR. La séparation industrielle des actinides mineurs est programmée pour 2025 et leur transmutation en couverture des FBR pour 2050.

49

Les E&R sur un ADS, accélérateur linéaire de proton de 1 GeV-30 mA couplé à un réacteur de 30 MWth refroidi au plomb-bismuth sont développées à Kolkata où existe un cyclotron à énergie variable de 30 MeV, le VECC (Variable Energy Cyclotron Centre).

5.4.4 Gestion des déchets de haute activité

L'Inde distingue les déchets alpha et non alpha. Les capacités d'entreposage des colis de déchets alpha de très haute activité vitrifiés à Tarapur (SSSF-Solid Storage Surveillance Facility) et à Kalpakkam (VWSF-Vitrified Waste Storage Facility) sont importantes. Ces colis et ceux qui seront produits ultérieurement sont destinés au stockage géologique dans le granite selon le concept multi barrières classique. A terme, et dans l'hypothèse où les actinides mineurs seraient transmutés, l'Inde n'aurait à gérer que des déchets contenant des produits de fission et ²³³U (et ses descendants) car les réacteurs au thorium sont de très bons consommateurs de plutonium.

L'Inde a prospecté la géologie de plusieurs régions. Après avoir considéré le basalte, l'argile et le granite, il semble que ce dernier type de roche reste le seul envisageable pour un stockage profond compte tenu des spécificités géologiques de l'Inde. La nécessité d'un stockage opérationnel se situe vers 2075. Il n'existe pas à l'heure actuelle de site identifié pour une reconnaissance approfondie.

Qu'il s'agisse du combustible des réacteurs, des matières nucléaires circulant dans le cycle ou des déchets de haute activité produits, il n'existe pas, dans la littérature ouverte⁵, de réelles données sur leurs caractéristiques ni sur les quantités mises en jeu.

⁵ Par exemple dans les actes des dernières conférences internationales : International Conference on Fast Reactors and Fuel Cycles, FR 13, March 4-7, 2013, Paris, France et International Thorium Energy Conference, iThEC13, Geneva, Switzerland, October 27-31, 2013.

5.4.5 Acceptation du nucléaire en Inde

La croissance de l'économie indienne devrait être très importante dans les prochaines années, générant ainsi une augmentation forte de la demande d'électricité ; l'Inde ne disposant pas de pétrole ou de charbon de bonne qualité, et les énergies renouvelables ayant de fait un faible développement, le choix du nucléaire est présenté comme devant s'imposer aux autorités. Il a été indiqué que l'objectif était d'atteindre 9% de la production électrique à très court terme et 50% à terme⁶. Toutefois cet objectif peut poser le problème de l'acceptabilité de cette option par la population.

De ce point de vue, le directeur du centre Indira Gandhi semblait très optimiste, considérant que la population ne se souciait directement que de l'obtention d'emplois dans les centres en construction. Au contraire, au Barc, une certaine circonspection a pu être observée, ainsi qu'un intérêt pour l'expérience française. Comme le thème de la réversibilité en matière de stockage des déchets a été évoqué dans la présentation française, ce concept et ses difficultés ont suscité l'intérêt. Surtout, les modalités effectives de l'interaction avec la population font l'objet d'une interrogation : sur ce point, il semble que les autorités opposent d'un côté les zones « contrôlées par le gouvernement » (sic) où l'implantation d'installations nucléaires ne pose pas de problème (comme précisément le vaste domaine du Barc cité en exemple), aux régions où, potentiellement, les populations pourraient s'y opposer : la consultation des populations ne fait l'objet d'aucune procédure formalisée. Une crainte précise a été évoquée : celle que des enquêtes préliminaires auprès de la population ne suscitent l'inquiétude et par là rendent impossible la réalisation des projets.

Les autorités Indiennes prennent de plus en plus conscience de l'importance que le développement de l'énergie nucléaire demande une concertation avec la population.

50

5.4.6 Conclusion

La production d'électricité nucléaire en Inde est pour l'instant modeste. L'utilisation de réacteurs de faible puissance est en fait destinée à produire, en plus de l'électricité, du plutonium pour préparer une montée en puissance ambitieuse de l'énergie nucléaire d'ici la fin du siècle selon un programme atypique visant le déploiement d'une filière Th-²³³U. L'Inde maîtrise la technologie des réacteurs à neutrons thermiques modérés et refroidis à l'eau lourde et des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, avec des cycles de combustible fermés alimentés avec de l'uranium naturel ou légèrement enrichi et du plutonium riche en ²³⁹Pu. Elle produit tous les composants et fluides nécessaires. Cette maîtrise, et en particulier la fermeture du cycle du combustible, lui ouvre la voie du retraitement du combustible usé au thorium et de la séparation-transmutation des actinides mineurs ; elle a, dans ce domaine, une avance sur les autres pays ayant cette perspective. Pour ce qui concerne la gestion des déchets de retraitement, l'Inde a adopté la vitrification des déchets de haute activité, adaptée à la nature radiochimique des solutions issues des variantes du procédé Purex utilisées, qui dépendent du combustible retraité, l'entreposage des colis de déchets vitrifiés et à terme leur stockage géologique. Sur ce point l'Inde avance lentement car la nécessité d'un stockage est lointaine.

L'augmentation de la puissance électronucléaire en Inde plus rapide que ne l'autorise le développement du programme Thorium se fait et se fera dans les décennies qui viennent avec des réacteurs de puissance à eau pressurisée achetés à l'étranger (Cf. Annexe VI, Organisation du Nucléaire Indien).

⁶ En 2012, la puissance totale installée en Inde était de 201 MWe avec une croissance moyenne annuelle de 6,9% par an. En 2012, la part du nucléaire dans la production d'électricité était de 3%.

ANNEXE I
COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION
JUIN 2014

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

Pierre BEREST, Expert invité de la Commission nationale d'évaluation, Directeur de recherche à l'Ecole Polytechnique.

Adolf BIRKHOFER, Expert invité de la Commission nationale d'évaluation, Professeur émérite à la Technical University de Munich.

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

Pierre DEMEULENAERE, Professeur de sociologie à l'Université de Paris-Sorbonne (Paris IV).

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

Robert GUILLAUMONT, Membre de l'Académie des Sciences (section chimie), Membre de l'Académie des technologies (membre fondateur).

Maurice LAURENT, 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 honoraire à l'Ecole des mines de Paris.

Maurice LEROY, Vice-président de la Commission nationale d'évaluation, Vice-président de la Fédération Française pour les sciences de la Chimie, Membre associé de l'Académie nationale de Pharmacie, Professeur émérite, IPHC, Université de Strasbourg.

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

Gilles PIJAUDIER-CABOT, Professeur de Génie Civil, ISA-BTP, LFC-R, Membre senior à l'Institut Universitaire de France.

François ROURE, Professeur et expert scientifique à l'IFP-Energie Nouvelles, Professeur extraordinaire de l'université d'Utrecht.

Claes THEGERSTRÖM, Président émérite 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

GÉOTHERMIE

NOTE DE LA COMMISSION SUR LA RESSOURCE GÉOTHERMIQUE DANS LA RÉGION DE BURE

ANALYSE DES CONCLUSIONS DU RAPPORT GEOWATT AG

La Commission avait exprimé un avis sur le potentiel géothermique du Trias dans l'Annexe 3 de son rapport N°4 daté de juin 2010. Cet avis analysait point par point l'argumentation de l'Andra. Il notait, pour ce qui concerne les mesures de la productivité : « *un forage réalisé dans les règles de l'art ... permettrait sans aucun doute d'atteindre des performances supérieures* ». Il notait aussi que « *l'on n'a pas nécessairement testé les horizons les plus perméables* ». Enfin il observait que les valeurs de transmissivité « *obtenues dans la zone de transposition sont bien dans la même gamme* » [que celles du Dogger en région parisienne, où la géothermie profonde est exploitée].

Le rapport de la Commission notait enfin que les eaux extraites sont salées, environ cinq fois la salinité de l'eau de mer, ce qui imposerait leur réinjection, opération dont la faisabilité reste encore à démontrer dans une formation gréuseuse telle que le Trias.

La conclusion de la Commission était :

53

La Commission adhère, comme l'Andra, à la conclusion que le Trias dans la région de Bure ne représente pas une ressource géothermique potentielle attractive dans les conditions technologiques et économiques actuelles. Cependant cette considération repose plus sur la modestie de la température et l'incertitude qui demeure sur les possibilités de réinjecter l'eau que sur la productivité de l'aquifère du Trias inférieur dont il n'est pas pour l'instant démontré qu'elle soit inférieure à celle constatée dans les installations géothermiques au Dogger existantes dans le centre du Bassin Parisien.

La Commission maintient cette appréciation générale qui n'est pas très éloignée de celle faite par le cabinet Geowatt AG.

L'étude Geowatt AG introduit quelques développements complémentaires qui sont discutés ci-dessous :

- La forte salinité de l'aquifère triasique engendre des difficultés techniques qui peuvent être surmontées par les moyens d'ingénierie actuels. La Commission n'adhère que partiellement à ce point de vue. De fait, le retour d'expérience des installations géothermiques au Dogger dont la salinité ne dépasse cependant pas une trentaine de grammes par litre, mais aussi des exploitations de sel gemme par dissolution où la saumure est pratiquement saturée en sel, montre bien que l'on peut maîtriser les problèmes de corrosion des circuits d'eau salée. En revanche, la Commission souligne à nouveau que des incertitudes techniques pèsent sur la capacité à réinjecter le fluide après refroidissement dans les grès triasiques. Des essais ont été réalisés dans cette formation au début des années 80 dans la région d'Orléans et ont conduit à un colmatage rapide et irréversible du puits d'injection. Les mécanismes responsables de ce phénomène n'ont pas été complètement élucidés. Des études et recherches seraient nécessaires avant de pouvoir les maîtriser dans des conditions industrielles. Cette difficulté a d'ailleurs amené à privilégier l'exploitation

géothermique du Dogger moins chaud, car moins profond, mais qui ne présente pas de difficultés majeures lors de la réinjection.

- La gamme de température identifiée dans la région de Bure implique une utilisation directe du fluide chaud. La Commission souscrit à cette remarque. En effet l'eau produite n'est pas sous forme de vapeur et il n'est pas économiquement envisageable de convertir la ressource énergétique en électricité pour en permettre le transport à distance. L'utilisation de l'eau chaude autour de 70°C (valeur extrapolée à la base du Trias) doit donc être envisagée sur place en la distribuant grâce à un réseau de chaleur d'une portée de quelques kilomètres. Ceci implique la présence d'utilisateurs locaux dont la taille soit en rapport avec l'étendue de la ressource. La réalité de la ressource géothermique, à l'instar de toute ressource minière, résulte de la combinaison de conditions géologiques favorables et de conditions économiques propices. C'est la raison pour laquelle l'exploitation de la géothermie profonde en France est surtout concentrée en région parisienne, qui présente des densités de population permettant d'utiliser la ressource pour le chauffage d'immeubles d'habitation de grande taille. Il serait utile d'examiner si, dans des délais pour lesquels une prévision resterait crédible, il existe, ou pourrait exister, des utilisateurs spécifiquement intéressés à s'implanter dans le voisinage de la ZIRA.
- Le rapport Geowatt évoque l'éventualité de ressources géothermiques en dehors du Trias, en profondeur ou plus superficielles. La présence d'un réservoir d'eau chaude profond productif dans le Permien, si il est présent, ou dans le socle sous le Trias peut être exclue étant donné la très faible perméabilité des formations géologiques qui s'y trouvent (roches argileuses ou roches cristallines et métamorphiques compactes). L'exploitation d'une ressource géothermique dans ce type de milieu relèverait de la géothermie en « roches chaudes et sèches », concept nécessitant la fracturation des roches, qui a été investigué dans les années 80 avec un succès limité. Il reste la possibilité d'une ressource très basse température dans les aquifères peu profonds de l'Oxfordien supérieur ou superficiels des calcaires du Barrois (Tithonien). Cette ressource d'utilisation nécessairement très localisée, nécessitant l'emploi de pompes à chaleur, ne serait pas obérée par la présence du stockage.
- Le rapport Geowatt introduit la notion de conflit d'usage du sous-sol en déclarant que le stockage géologique empêche l'accès aux ressources géothermiques dans une région donnée et crée une perte au niveau économique. L'avis de la Commission est que cette position doit être nuancée pour deux raisons.

En premier lieu, la présence du stockage interdit effectivement, au moins à l'intérieur d'un périmètre de protection qu'il conviendra de définir, la réalisation de forages profonds qui risqueraient de traverser le stock de déchets. Cette présence n'a par contre pas d'influence sur la circulation de l'eau dans un réservoir profond sous-jacent, tel que le Trias. L'expérience montre que l'aire balayée par la circulation du fluide d'une installation géothermique, présentant une puissance économiquement viable, est de quelques km². Cette aire est à l'échelle de la Zira, ce qui signifie qu'un périmètre de protection englobant la Zira en ménageant, par exemple, une bande de l'ordre du kilomètre au-delà de ses limites, n'empêcherait pas la circulation de l'eau souterraine dans cette zone et ne gêlerait donc pas significativement la quantité d'énergie stockée dans le Trias. Il serait en effet techniquement possible, même si l'on préfèrera sans doute ne pas le faire pour des raisons de simplicité, de mobiliser l'eau chaude sous l'emprise du stockage à partir d'ouvrages de pompage et de réinjection implantés en périphérie de la zone protégée, si le besoin s'en faisait sentir. Il appartiendra à l'Andra de définir l'étendue de la zone ainsi protégée et aux évaluateurs du projet d'en valider la pertinence. Dans la pratique, il est raisonnable de prétendre que la quasi totalité de la région resterait accessible à une exploitation géothermique profonde si la ressource contenue dans le Trias devenait attractive.

En second lieu, il convient de remarquer que l'eau chaude à basse température (inférieure à 150 °C) est une ressource relativement banale. A titre d'exemple, les centrales nucléaires produisent la plus grande part de l'électricité consommée en France ; elles n'utilisent cependant que 40% de l'énergie contenue dans l'eau chaude qui sort des réacteurs sous forme de vapeur. Le surplus de chaleur, qui est relâché dans l'atmosphère, les cours d'eau ou la mer, constitue une ressource potentielle, non négligeable, de coût marginal

faible, mais pratiquement inutilisée en l'absence de consommateurs locaux. EDF a tenté d'attirer des opérateurs intéressés par l'exploitation de cette eau chaude, avec peu de succès. L'eau chaude, même si elle peut s'avérer précieuse en présence d'utilisateurs locaux spécifiquement intéressés par cette ressource, possède ainsi une valeur d'usage limitée et ne présente pas un caractère de ressource d'ampleur nationale. Les conflits d'usage de l'eau géothermale avec un autre usage du sous-sol doivent donc être évalués dans ce contexte.

En conclusion, l'opinion de la Commission est que le rapport Geowatt AG ne remet pas en cause les interprétations et conclusions de l'Andra sur l'absence d'une ressource géothermique de caractère exceptionnel sur la zone de transposition investiguée. S'il était à l'avenir décidé, une fois les problèmes techniques subsistants résolus, de recourir à cette forme d'énergie, ceci pourrait être fait dans le respect des réglementations qui régissent toute exploitation géothermique basse température⁷ (inférieure à 150 °C) sans que la présence du stockage de déchets radioactifs tel qu'il est actuellement conçu par l'Andra, n'obère significativement, à l'échelle départementale, l'ampleur de la ressource en eau chaude.

⁷ Ce type d'installation est régi par le code minier qui distingue la géothermie haute température ($> 150^{\circ}\text{C}$) dont l'exploitation est soumise à l'octroi d'une concession par le Conseil d'Etat, comme c'est le cas de toute ressource minière présentant un intérêt national, et la géothermie basse température ($< 150^{\circ}\text{C}$) dont l'exploitation est soumise à l'obtention d'un permis d'exploitation accordé par le Préfet. La géothermie au Trias en Meuse-Haute Marne rentre dans cette dernière catégorie.

ANNEXE III

ORGANISMES AUDITIONNÉS PAR LA COMMISSION

- 20 novembre 2013 : Andra – Plan de déroulement du projet Cigéo.
- 21 novembre 2013 : CEA – Areva – EDF et Solvay – Plan de déroulement du projet Cigéo.
- 11 décembre 2013 : Andra – Enjeux scientifiques, techniques et de sûreté des pistes d'optimisation du projet Cigéo.
- 12 décembre 2013 : CEA – RNR/GAZ : Allegro – Sûreté et verrous technologiques – Bilan des déchets et inventaires pour les systèmes RNR.
- 19 mars 2014 : Andra - Sûreté d'exploitation – Evolution de l'installation souterraine et récupérabilité des colis – Intégration socio-économique de Cigéo dans le territoire.
- 20 mars 2014 : CEA – Scénarios – Astrid – Transmutation.
- 2 avril 2014 : Andra – Projet FAVL & optimisation de Cigéo : avancement des travaux.
- 3 avril 2014 : CNRS & CEA – Recherches & développement amont.

AUDITIONS RESTREINTES

57

- 22 janvier 2014 : Andra - Conséquence du débat public pour les études et recherches à mener en 2014, avancement du projet Cigéo.
- 23 janvier 2014 : CEA – Stratégie et point de vue du CEA.
- 3 avril 2014 : Audition du Haut-commissaire à l'Energie Atomique.
- 10 avril 2014 : Andra – Suite du débat Public

AUDITIONS DE LA COMMISSION

- 3 décembre 2013 : Audition d'une délégation de la Commission par MM. Bataille et Namy.
- 6 mars 2014 : Audition de la Commission par le CLIS.
- 3 avril 2014 : Audition de la Commission par la Commission d'enquête de l'Assemblée Nationale sur les coûts de la filière nucléaire.

VISITES DE LA CNE2

- 15 au 23 février 2014 : Voyage d'études en Inde.
- 9 avril 2014 : Visite du chantier de l'EPR.

ANNEXE IV

LISTE DES PERSONNES AUDITIONNÉES PAR LA COMMISSION

ANDRA

BUMBIELER Frédéric
BENARD Stéphanie
BOISSIER Fabrice
BOSGIRAUD Jean-Michel
BOURBON Xavier
BRULHET Jacques
BUTEZ Marc
CALSYN Laurent
DEWONCK Sarah
DUMONT Jean-Noël
DUPUIS Didier
DUPUIS Marie-Claude
FARIN Sébastien
GERARD Fanny
GIFFAUT Eric
GIGLEUX Sylvain
HARMAN Alain
HOORELBEKE Jean-Michel
HURET Emilia
KRIEGUER Jean-Marie
LABALETTE Thibaud
LAUMANN François
MARTIN Christelle
MUNIER Isabelle
PLAS Frédéric
RABARDY Myriam
ROBINET Jean-Charles
TALLEC Michèle
VOINIS Sylvie

ESCHBACH Romain
GARNIER Jean-Claude
GAUCHE François
PEYCELON Hugues
POETTE Christian
POINSSOT Christophe
RIMPAULT Gérald
ROCHWERGER Daniel
ROUAULT Jacques

CNRS - IN2P3

BACRI Charles-Olivier
LELIEVRE Tony
MARTINO Jacques
NIKITENKO Sergeï
PELLET-ROSTAING Stéphane
ROUAULT Jacques
THIOLLIERE Nicolas

59

EDF

BEGUIN Stéphane
MONTCOMBLE Jean-Pierre
PONCET Bernard
SETTIMO David

HC

BRECHET Yves, *Haut-commissaire à l'Energie Atomique*

AREVA

BARTAGNON Olivier
GAGNER Laurent
LEFEVRE Jean-Claude
MAURIN Matthieu
SIDANER Jean-François

INERIS

TOULHOAT Pierre

PREFECTURE DE LA MEUSE

DILHAC Isabelle, *Préfète*

CEA

ADVOCAT Thierry
BEHAR Christophe
BERTRAND Frédéric
BOULLIS Bernard
BEJAOUT Syriac
CARRERE Jean-Marie
CHABERT Christine
CHAFFRON Laurent
DELAHAYE Thierry

SOUS-PREFECTURE DE LA MANCHE

NESTAR Florus, *Sous-Préfet*

SOLVAY

DELLOYE Thierry

ANNEXE V

LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS À LA COMMISSION EN

2013-2014

ANDRA

Proposition de l'Andra pour la mise en place du programme élargi de gestion des déchets «Pré-Cigéo» – 24 octobre 2013.

Evaluation de l'influence du terme source des déchets vitrifiés sur le transfert de radionucléides dans le Callovo-Oxfordien : exploitation des résultats des calculs de sûreté du dossier 2005 – novembre 2013.

Projet FAVL – Communauté de communes de Soulaines – Programme de reconnaissance – 22 novembre 2013.

Déchets radioactifs : rapport de veille – Veille internationale sur les projets de stockage géologique des déchets à haute activité et ceux à vie longue, et sur la gestion des déchets radioactifs – février 2014.

Programme de R&D 2013-2016 – Executive Summary.

Référentiel de comportement des radionucléides et des toxiques chimiques dans le contexte du projet Cigéo.

Référentiel du comportement des colis de déchets HA-MAVL – tome 1 – Combustibles usés.

Référentiel des matériaux d'un stockage de déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue – Tome 2 : les matériaux cimentaires.

Référentiel du comportement des colis de déchets HA-MAVL – Tome 3 – Déchets MAVL.

Référentiel du comportement des colis de déchets HA-MAVL – Tome 2 – Déchets vitrifiés.

Référentiel du comportement THM des formations sur le site de Meuse/Haute-Marne – Centre de Meuse/Haute-Marne.

Référentiel du site Meuse/Haute-Marne – Présentation générale.

Référentiel du site Meuse/Haute-Marne – Tome 1 – Le site de Meuse/Haute-Marne : histoire géologique et état actuel.

Référentiel du site Meuse/Haute-Marne – Tome 2 – L'évolution naturelle du site de Meuse/Haute-Marne.

Délibération du conseil d'administration de l'Agence Nationale pour la gestion des déchets radioactifs du 5 mai 20104 relative aux suites à donner au débat public sur le projet Cigéo – Texte 8 sur 118 du Journal Officiel du 10 mai 2014.

HC

Rapport «Le stockage souterrain des colis de déchets bitumés» – CAB/HC – janvier 2014.

ANNEXE VI

ORGANISATION DU NUCLÉAIRE EN INDE

En raison de son caractère stratégique, le programme nucléaire indien - civil et militaire - est placé sous la responsabilité directe du Premier ministre. Celui-ci exerce son autorité par l'intermédiaire du « Department of Atomic Energy » (DAE), équivalent à un secrétariat d'Etat. L' « Atomic Energy Commission » (AEC), composée de 12 membres, propose au Premier ministre les orientations stratégiques et joue un rôle de conseiller sur les dossiers nucléaires. Le Secrétaire du DAE exerce, *ex officio*, la fonction de président de l'AEC (actuellement le Dr. R.K. Sinha). Les chiffres donnés ci-après sont issues des discussions que la Commission a eues avec les autorités lors de son voyage d'étude.

DEPARTMENT OF ATOMIC ENERGY

Le DAE, créé en 1954, est chargé de l'exécution du programme nucléaire indien, sous l'autorité du Premier ministre. Il exerce sa tutelle :

- sur les principaux centres de recherche :

- Bhabha Atomic Research Centre (BARC), situé à Bombay . Ce centre compte parmi les plus importants centres de recherche du pays. Il emploie plus de 15 000 personnes dont 4 200 scientifiques.
- Indhira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR), situé à Kalpakkam, près de Madras. Ce centre, qui emploie environ 2 500 personnes (dont 1 034 scientifiques), est spécifiquement chargé du programme de réacteurs à neutrons rapides et du cycle associé.
- Raja Ramanna Centre for Advanced Technology (RRCAT) situé à Indore. Ce centre emploie environ 560 scientifiques.
- Atomic Minerals Directorate for Exploration & Research (AMD) situé à Hyderabad. Cette entité emploie environ 2 400 personnes (dont 1 035 scientifiques et techniciens).
- Variable Energy Cyclotron Centre (VECC) proche de Calcutta. Ce centre, qui emploie environ 190 scientifiques, mène des activités de recherche fondamentale dans les domaines de la physique nucléaire, de la physique des particules, des matériaux...

63

- sur des entreprises publiques :

- Nuclear Power Corporation of India Ltd (NPCIL) située à Bombay, chargée de la construction et de l'exploitation des réacteurs électronucléaires autres que les réacteurs à neutrons rapides.
- Bharatiya Nabhikiya Vidyut Nigam Ltd (BHAVINI) située à Kalpakkam, chargée de la construction et de l'exploitation future des réacteurs à neutrons rapides.
- Uranium Corporation of India Ltd (UCIL) située à Jaduguda (Etat de Jharkhand), chargée de l'exploitation des mines d'uranium.
- Indian Rare Earths Ltd (IREL) située à Bombay, spécialisée dans l'extraction, le traitement et la commercialisation de métaux lourds et terres rares, hors uranium.
- Electronics Corporation of India Ltd (ECIL) située à Hyderabad, aux activités multiples dans le domaine de l'instrumentation dans et hors le domaine nucléaire, chargée notamment du contrôle-commande des réacteurs.

- sur des complexes industriels :

- Nuclear Fuel Complex (NFC) situé à Hyderabad, chargé de la conversion de l'uranium et de la fabrication du combustible nucléaire, ainsi que de la fourniture d'éléments de structure pour le combustible ou le cœur (gaines, tubes de force...) en alliage de zirconium ou en acier inoxydable, et d'autre matériaux spéciaux de grande pureté atomique.
- Heavy Water Board (HWB) dont le siège est situé à Bombay, chargé de la production d'eau lourde.

- Board of Radiation & Isotopes Technology (BRIT) situé à Bombay, dont les activités recouvrent notamment la production et la commercialisation de radio-isotopes, ainsi que la fourniture d'équipements et de services en matière d'irradiation.

- sur des centres de formation :

- BARC Training School (BTS), située à Bombay mais disposant d'antennes spécialisées à Indore (RRCAT), Hyderabad (NFC) et Kalpakkam (IGCAR), ainsi que sur les sites de production d'électricité.
- Homi Bhabha National Institute, situé à Bombay. Etabli, en 2005, il a le statut d'université « virtuelle » et fonctionne en réseau avec les centres de recherche du DAE ou ceux financièrement aidés par ce dernier.
- National Institute of Science Education and Research (NISER), situé à Bhubaneshwar. Ouvert en septembre 2007, il est plus particulièrement orienté vers la formation aux différents métiers de techniciens et ingénieurs dans les disciplines de base, physique, mathématique, chimie, mécanique, génie civil.
- Centre for Excellence in Basic Science (BSC), situé également à Bombay. Ouvert en septembre 2007, en coopération avec l'université de Bombay, il est plus particulièrement orienté vers la formation de futurs chercheurs.
- Board of Research in Nuclear Sciences (BRNS), situé à Bombay. Placé également sous l'égide du DAE, il encourage et finance des programmes de R&D dans les différents domaines d'intérêt pour ce dernier, octroie des bourses à des chercheurs, et favorise l'émergence de pôles d'excellence.

ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD – AERB (L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE)

64

Située à Bombay à proximité du BARC, elle emploie environ 270 personnes. Le Président de l'AERB rend compte de ses activités au Président de l'AEC.

L'AERB est financé directement par le Gouvernement indien. Son budget annuel est en croissance significative. L'AERB s'appuie, pour ses activités de réglementation et de contrôle, sur l'expertise - à titre gracieux - du BARC ou de l'IGCAR, ainsi que de celle d'experts extérieurs, souvent des retraités du DAE ou de l'industrie. Le Président de l'AERB est l'autorité compétente instituée par les textes législatifs et réglementaires. La compétence de l'organisme s'exerce sur les installations nucléaires dépendant du DAE, mais aussi sur les centres de diagnostic et de thérapie médicale, les installations de radiographie industrielle, d'irradiation agro-alimentaire etc (soit plusieurs dizaines de milliers d'appareils et centaines d'installations dans tout le pays). Suite à l'accident de Fukushima, les autorités nationales ont décidé de rendre plus indépendante l'AERB.

- Le Safety Research Institute, créé en 1999 au sein de l'AERB et situé à Kalpakkam, est une petite structure de recherche qui emploie une vingtaine de personnes (dont la moitié de doctorants). Ses travaux portent sur la sûreté nucléaire (fiabilité, approche probabiliste) et radiologique, la physique des réacteurs, les questions liées à l'incendie et la thermo-hydraulique, ainsi que la protection de l'environnement. Cet institut a vocation à développer son expertise pour devenir, à terme, l'appui technique de l'AERB.

PARC ÉLECTRONUCLÉAIRE

a) Parc en fonctionnement

20 réacteurs nucléaires sont actuellement exploités, pour une puissance installée de 4 780 MWe. Les deux premières unités de Tarapur sont de technologie américaine (General Electric). Les deux premières unités de Rawatbhata (Rajasthan) et les deux unités de Kalpakkam (Madras) sont des CANDU canadiens d'AECL (la première en totalité et les autres partiellement). Tous les autres réacteurs sont des CANDU indianisés (réacteurs dits « INDU »).

b) Parc en construction

6 réacteurs sont en construction, pour une puissance totale installée de 3 400 MWe dont les deux tranches de la centrale nucléaire de Kudankulam, de technologie russe (2 x 1 000 MWe).

A ces réacteurs commerciaux il convient d'ajouter la construction du réacteur prototype à neutrons rapides (PFBR, 500 MWe) à Kalpakkam qui est de la responsabilité de l'entreprise publique BHAVINI.

c) Les projets

En sus des sites existants, le gouvernement a retenu six nouveaux sites nucléaires ayant une capacité d'accueil total de 32 100 MWe : Jaitapur (6 EPR), Mithi Virdi (6 réacteurs Westinghouse), Kovvala (6 réacteurs General Electric), Haripur (6 VVER), Bargi (2 PHWR) et Kumharia (4 PHWR). Les réacteurs de technologie étrangère seront construits sur des sites côtiers (un site par technologie de réacteur).

Dans le cadre du XIIème plan, est approuvée sur le principe la construction de 14 réacteurs, pour une puissance totale installée qui pourrait atteindre 13 900 MWe.

Réacteur / Site	Type	Puissance (MWe)	
KKPS 3 / Kudankulam	VVER	2 x 1000	
KKPS 4 / Kudankulam			
JAPS 1 / Jaitapur	EPR	2 x 1650	
JAPS 2 / Jaitapur			
Mithi Virdi (Gujarat)	AP 1000	2 x 1 000	
Kovvala (Andhra Pradesh)	ABWR ou ESBWR	2 x 1 400	
Bargi (Madhya Pradesh)	PHWR	2 X 700	
Kumharia (Haryana)	PHWR	2 X 700	
Kalpakkam (Tamil Nadu)	FBR	2 x 500	

65

Le site de Kudankulam devrait accueillir au total six VVER russes ; le site de Jaitapur hébergera deux réacteurs EPR dans un premier temps, suivis de quatre autres. Les sites destinés à accueillir les réacteurs américains (General Electric/Hitachi et Westinghouse/Toshiba) sont situés en Andhra Pradesh et au Gujarat, et devraient également accueillir six réacteurs chacun. Il en est de même de Haripur (Bengale occidental), alloué aux réacteurs russes, même si en août 2011, les autorités fédérales ont annoncé leur décision d'annuler ce projet, suite à l'accident de Fukushima et à la menace d'un tel projet sur les emplois locaux (agriculture, pêche).

Les indiens exigent que tout contrat de construction de réacteurs inclue la fourniture de combustibles sur toute la durée de vie des réacteurs. Les indiens sont propriétaires des combustibles usés.

LE CYCLE DU COMBUSTIBLE

Le Nuclear Fuel Complex, situé à Hyderabad, assure l'ensemble des opérations de conversion, de fabrication et d'assemblage du combustible uranium nécessaire au programme électronucléaire indien. Il assure également la réalisation des éléments de structure des combustibles et de certains internes de cœur en acier inoxydable, des réacteurs FBTR et PFBR.

La fabrication du combustible MOx du réacteur PFBR (en construction) est effectuée à Tarapur. La ligne de fabrication des assemblages au carbure du réacteur test (FBTR) est située au BARC.

Retraitement Site / nom	Capacité (t/an)	Type de combustible traité	Mise en service
Trombay (BARC) / Plutonium Plant	60	réacteurs de recherche	1964
Tarapur / Prefre 1	50	PHWR	1975
Tarapur / Prefre 1 (extension)	50	PHWR	1990
Tarapur / RoP (extension)	nd	PHWR	
Tarapur	100	PHWR	2010
Kalpakkam Prefre 2	100	PHWR	1997
Kalpakkam Prefre 3A	nd	PHWR	
Kalpakkam / PPF - Coral	nd	FBTR	2003

La gestion des déchets est assurée localement, sur chacun des sites de réacteurs en fonctionnement, ainsi que dans les centres de recherche BARC et IGCAR.

Les effluents gazeux sont filtrés et rejetés dans l'atmosphère. Les effluents liquides de faible et moyenne activité (à vie courte) sont traités par voie chimique ; les précipités sont conditionnés dans du ciment en conteneurs, puis stockés en semi surface. Il en est de même des déchets solides entrant dans cette catégorie.

Pour ce qui concerne les déchets de haute activité ou à vie longue, trois installations de vitrification sont en fonctionnement, associées aux installations de retraitement de Bombay (BARC), Kalpakkam et Tarapur. Le Waste Immobilization Plant (WIP) au BARC a démarré en 2002. Une unité avancée de vitrification (Advanced Vitrification System – AVS) a été mise en service à Tarapur en 2007. Sur ce dernier site existe également une installation d'entreposage centralisé de conteneurs de déchets vitrifiés (Solid Storage and Surveillance Facility – SSSF, d'une capacité d'entreposage de 6 000 conteneurs, soit l'équivalent d'environ 6 000 tonnes d'U traité). Une installation similaire est en construction à Kalpakkam. Il n'y a pas à ce jour de site présélectionné pour l'enfouissement des déchets vitrifiés.

ANNEXE VII

SCÉNARIO INDUSTRIEL

INTRODUCTION

Le CEA, EDF et Areva étudient depuis plusieurs années les possibilités de déploiements de réacteurs RNR de 4^{ème} génération qui pourraient constituer *in fine* un parc de RNR, dans lequel circuleraient un combustible ne nécessitant qu'un apport modeste d'uranium. Ils analysent également la possibilité d'associer au déploiement de ces RNR la transmutation (après séparation, stratégie ST) des actinides mineurs (AM) ou de Am seul, en mode homogène ou hétérogène. Ainsi plusieurs scénarios, tenant compte de la possibilité théorique de disposer de Pu ainsi que de quelques contraintes industrielles prévisibles, ont été examinés pour guider la mise en place progressive de réacteurs RNR à côté des REP de 2^{ème} et de 3^{ème} génération (EPR). Les installations nécessaires à la mise en œuvre de la stratégie ST sont également prises en compte. Les études et simulations ont enfin porté sur les impacts qu'aurait la ST sur le stockage des déchets.

Les études ont commencé en 2007. En 2010 le CEA a remis à la Commission, conformément à la loi de 2006, un rapport d'étape sur la faisabilité de la ST suivi, en octobre 2012, d'un rapport très complet dans lequel le CEA faisait le bilan des recherches en ST en liaison avec les limites de déploiement des RNR.

La Commission a analysé ces documents et donné ses avis dans ses rapports de juin 2010 et de novembre 2011, 2012 et 2013 et dans un rapport au ministre en mars 2013 (MEDDE). L'ASN s'est prononcée dans son avis du 4 juillet 2013 sur le peu d'intérêt de la ST vis à vis du stockage géologique et sur son influence quant au choix de la technologie des RNR de 4^{ème} génération. Elle s'est appuyée, pour cela, sur le rapport d'étape du CEA d'octobre 2010.

Depuis le début de 2013, CEA EDF et Areva poursuivent leurs études pour donner plus de consistance aux premiers scénarios, les préciser sur certains points, les modifier ou les réviser. Il s'agit maintenant de scénarios tenant mieux compte des réalités industrielles et des moyens susceptibles d'être déployés dans la continuité des installations existantes. Un comité de pilotage a été mis en place pour coordonner trois groupes de travail, dont un examine la faisabilité industrielle. Toutefois l'objectif principal des scénarios en cours d'étude est la production d'énergie électrique en optimisant le recyclage du Pu et de l'U. La place de la ST n'est pas précisée et la ST ne fait pas, pour l'instant, l'objet d'études type scénarios complémentaires aux précédentes, étant sous-entendu qu'elle ne pourrait intervenir qu'à un stade avancé du déploiement des RNR et que la priorité est à la production d'énergie. Le rapport de synthèse des études est prévu pour mi 2015.

Les scénarios projettent la production d'énergie nucléaire très loin dans le temps, bien au delà d'un siècle et, en fait, la date d'arrêt de projection reste arbitraire. L'exercice tient compte des périodes de temps que nécessite tout changement dans le nucléaire et qui sont très longues. Quelles que pourront être les décisions pour concrétiser ces scénarios, elles engageront la société dans le nucléaire pour très longtemps. Ces scénarios distinguent l'existence successive de plusieurs parcs correspondants à la recherche d'objectifs définis. Plutôt que de caractériser ces états par des paliers correspondant à un état d'équilibre comme le fait le CEA, la Commission préfère parler de configurations de parcs car on peut passer éventuellement d'une configuration à une autre sans avoir atteint les paliers.

Les hypothèses techniques simplificatrices sont les suivantes : les RNR sont des RNR-Na d'au moins 1 GWe qui, dans le cadre de génération IV, atteindront les premiers la maturité industrielle. Au début de l'introduction des RNR, ils sont iso-générateurs en Pu puis ensuite sur-générateurs. Les REP en remplacement de ceux du parc actuel sont de génération III, les EPR pouvant être mixés jusqu'à 100%. Tous les réacteurs (REP & RNR) ont une durée de vie de 60 ans. La coexistence de RNR et d'EPR MOxés est nécessaire pour assurer la continuité de la production de l'électricité à des prix compétitifs. Certaines contraintes sur la qualité en plus de la quantité de Pu sont à prendre

en compte. En effet, le MOx RNR peut être préparé avec une composition isotopique de Pu plus dégradée en ^{239}Pu que le MOx EPR. Un multirecyclage du Pu en RNR, qui concourt à améliorer la qualité du Pu, devra être mis en oeuvre. Le temps entre deux recyclages du combustible usé est de 5 ans.

Quatre configurations sont explicitées, mais le passage d'une configuration à la suivante n'est pas défini temporellement :

- Configuration A : parc REP ;
- Configuration B : parc REP et quelques RNR permettant la stabilisation du stock de combustible MOx REP usé ;
- Configuration C : parc REP-RNR permettant la stabilisation du stock de Pu circulant dans le cycle ;
- Configuration D : parc RNR ou de REP-REP permettant l'indépendance totale vis-à-vis de l'uranium naturel.

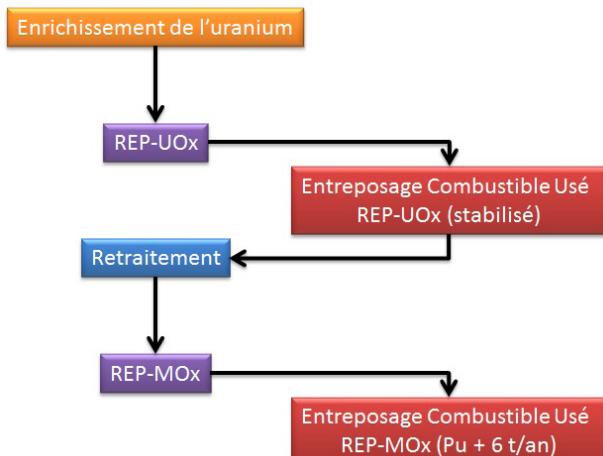
A chaque configuration sont associées les installations du cycle de combustibles nucléaire.

Toute décision d'aller vers des RNR commerciaux isogénérateurs dépend en premier de la réussite du programme Astrid en tant que démonstrateur de RNR de 4^{ème} génération. Astrid mobilise de nombreux partenaires industriels, notamment sur le design innovant du réacteur. L'atelier de fabrication du combustible d'une capacité modeste de 10 tonnes de MOx RNR/an sera une réplique de l'ATPU de Cadarache et profitera du REX de Melox. Il devra être mis en route 3 ans avant le démarrage du réacteur. Sa localisation n'est pas encore fixée.

CONFIGURATION A

Aujourd'hui on traite le CU UOx des REP (Géné 2) pour recycler 10,5 t de Pu dans 22 REP (Géné 2) et 600 t de Uret dans 4 REP (Géné 2) (sous forme de 75 tonnes de URE) et on met en réserve 120 t de CU MOx (soit 6 t de Pu de deuxième génération) et 450 t de Uret. Pour cela on consomme 7 600 t de Unat (et de l'énergie pour l'enrichir).

Cette situation peut durer si on retraite les CU UOx des REP (Génération 2) jusqu'à leur fermeture et épuisement du CU UOx en réserve et si on remplace ces REP par des EPR qui seront *in fine* tous moxés. Les assemblages de CU des REP MOx (et REP URE), les seuls qui resteront, sont mis en entreposage car on ne peut pas utiliser le Pu de deuxième génération qu'ils contiennent. A ce palier la configuration A serait constituée de 63% de EPR UOx, de 29% de EPR moxés à 30% et de 8% de EPR URE.



CONFIGURATION B

Le parc serait constitué à l'équilibre de 58% d'EPR UO_x, de 25% d'EPR moxés à 30%, de 8% d'EPR URE et de 8% de RNR.

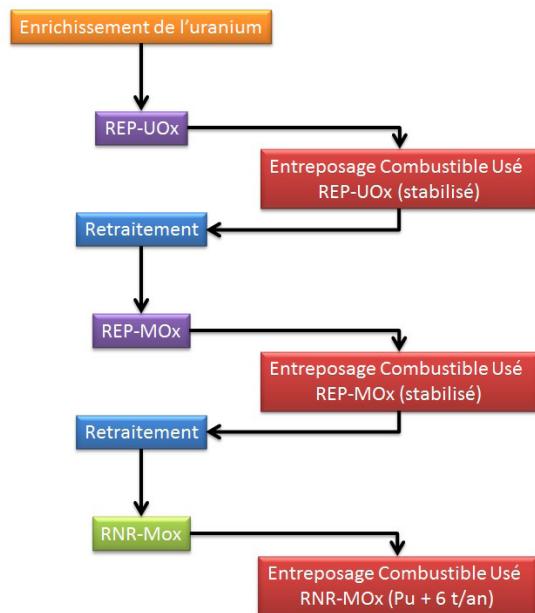
Dans cette configuration, le combustible usé UO_x et les MOx mis en réserve sont retraités afin d'obtenir du Pu de première et de deuxième génération, ce dernier permettant d'alimenter les RNR. Le combustible usé MOx RNR va en entreposage. Si le déroulement du programme Astrid permet la mise en service du réacteur en 2025, le premier RNR isogénérateur pourrait être mis en service vers 2050, car il faut un retour d'expérience de 10 ans de fonctionnement d'Astrid pour lancer la production de RNR industriels. Le créneau de prise de décision de lancement de RNR industriels se situe donc entre 2035 et 2040. Ce sera la première décision capitale à prendre si on veut aller vers une indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel (Configuration D). Les premiers RNR industriels viendraient en remplacement des derniers réacteurs de génération II.

CONFIGURATION C

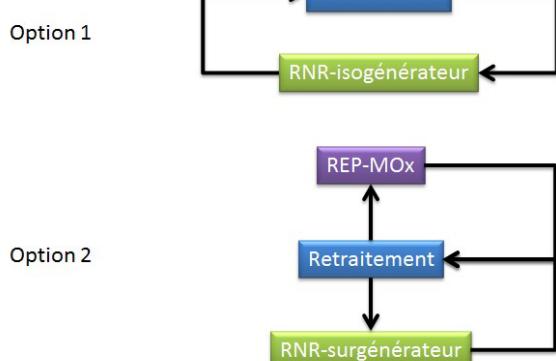
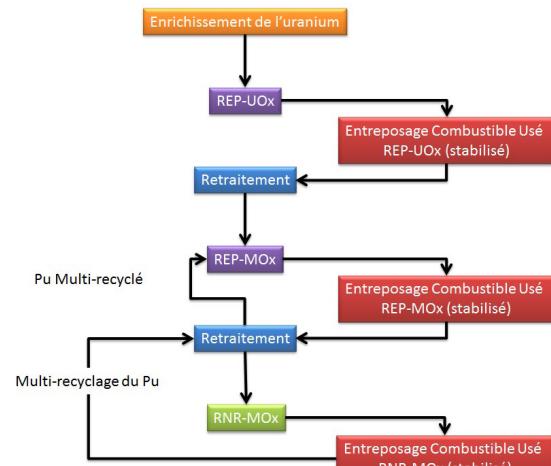
La troisième configuration (C) permettant la stabilisation de l'inventaire en Pu serait constituée de quelques EPR UO_x, 5%, de 49% de EPR moxés à 30% et de 46% de RNR isogénérateurs. Il faudra retraiter, en plus du CU UO_x et MOx des EPR, le CU MOx RNR, puis le recycler en RNR tant pour alimenter les RNR que pour améliorer l'isotopie du Pu afin d'alimenter les EPR. Cette amélioration de l'isotopie serait accélérée avec des RNR surgénérateurs. Ici le recyclage portera sur du Pu de troisième, quatrième, ..., génération. Cette configuration permet une stabilisation de la quantité de Pu, alors que les précédentes conduisent à un accroissement de la quantité de Pu de 6 t/an. Cette configuration ne sera envisageable que lorsque les EPR construits pour remplacer le parc actuel seront à renouveler (à partir des années 2065-2085).

CONFIGURATION D

Pour atteindre la configuration D qui correspond à des réacteurs ne consommant plus d'uranium naturel et un en cours de Pu stabilisé autour de 1 100 t, il faut qu'une configuration de type C existe pendant plusieurs décennies. Un tel parc à l'équilibre n'est envisageable qu'au milieu du XXI^{ème} siècle. L'option 1 suppose un parc homogène de RNR isogénérateurs, l'option 2 permet l'utilisation simultanée de RNR surgénérateurs et de REP.



69



CONTRAINTE SUR LE CYCLE

Au delà du programme Astrid, même réduit à la seule dimension de prototype de RNR électronucléaire, les configurations industrielles dépendent des capacités de retraitement du CU MOx REP et RNR. A cet égard Areva étudie la mise en place en tête de l'usine actuelle UP2 d'un atelier de dissolution des assemblages autres que UO₂, de 10 à 30 t MOx/an ; c'est le seul point à régler car le procédé Purex de UP2, modifié pour respecter les règles de criticité (Pu/U < 2,45%), peut traiter du MOx REP (Pu/U = 5%) comme cela a été largement montré par Areva. Ces installations pourraient être utilisées jusqu'en 2040, voire dix ans de plus. Ce n'est que pour passer à la configuration C qu'il faudrait une nouvelle usine, UP4, intégrant d'ailleurs traitement et fabrication de combustible UO₂/MOx avec une capacité de l'ordre de 1 000 tonnes /an. Une emprise est possible à la Hague pour cette usine. Toutes ces données ne font pas apparaître de situation qu'une industrie nucléaire mature ne pourrait maîtriser.

Aucune décision de long terme ne sera prise sans que soit réglée la question de savoir comment brûler le Pu s'il fallait arrêter la production d'énergie d'origine nucléaire à un moment donné ou lorsqu'on sera en de fin de vie des derniers réacteurs du palier D. A cet égard le CEA étudie la possibilité de transformer un cœur innovant de RNR de 4ème génération en cœur de conception Capra pour lequel il existe un modeste retour d'expérience. Cela demande un programme de recherche d'une trentaine d'années, mettant à contribution le réacteur Astrid, car de très nombreuses modifications doivent être faites tant sur le réacteur que sur les assemblages de combustible et le combustible lui-même (MOx à 30-45% en Pu) pour en assurer la sûreté. A supposer que les RNR soient transformés en brûleurs de Pu, il faudrait plus d'un siècle pour consommer le Pu (environ 1 100 t) en plusieurs passes en réacteur, ce qui implique le retraitement du MOx très chargé en Pu.

Les études du CEA, d'EDF et d'Areva ont aussi abordé l'aspect économique d'une façon théorique et comparative. Dans une situation de productivité industrielle de réacteurs, c'est à dire tout effet de tête de série mis à part, un RNR serait environ 30% plus cher qu'un EPR.

CONTRAINTE SUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION

C'est pendant que la configuration C sera en place que l'on peut envisager la transmutation des AM et plus particulièrement celle de l'américium, parce qu'on pourra alors dédier des RNR au recyclage des AM sans conséquence sur la production d'énergie. Il faudra se poser la question de son intérêt car plus elle démarrera tard, plus il y aura de colis de déchets vitrifiés logiquement destinés au stockage géologique résultant du retraitement du CU MOx des REP. L'intérêt de la ST sera d'autant plus grand qu'elle commencera tôt dans la configuration C et que l'utilisation des RNR durera longtemps.

CONCLUSIONS

Les nouvelles études de scénarios de la transition du parc actuel de réacteurs nucléaires et des installations associées vers un parc conséquent de RNR confirment globalement les études précédentes et apportent des précisions. Cette transition à puissance et énergie électrique produite constantes ne peut se faire que par changements successifs de la configuration du parc électronucléaire. Les périodes de fonctionnement de chaque configuration et les cadences de construction des réacteurs restent à déterminer. La réalisation sans faille du programme Astrid constitue la principale étape limitante d'une telle transition ; les tests de sûreté et les qualifications au niveau industriel, comme iso-générateur, de ce réacteur, exigeront un minimum de dix ans après sa construction. Il restera à démontrer ensuite à démontrer la fiabilité de fonctionnement d'Astrid comme brûleur ou transmутateur d'actinides mineurs. La Commission a déjà recommandé que cette partie de programme ne soit pas délaissée.

La disponibilité et la qualité du plutonium sont les éléments clefs pour stabiliser un parc électronucléaire constitué d'EPR et de RNR qui serait indépendant d'une fourniture en uranium naturel. Les capacités de traitement des combustibles usés et de fabrication des combustibles devront être adaptées pour franchir les étapes de modification du parc.

ANNEXE VIII

COMBUSTIBLE POUR LA TRANSMUTATION DE L'AMÉRICIUM

Les études conduites sur la séparation et la transmutation des actinides mineurs (AM) en vue de diminuer l'inventaire de radio-toxicité des colis de verre nucléaire produits par un futur parc électronucléaire comportant des RNR ont convergé depuis quelques années vers la transmutation de l'américium (Am) dans un spectre de neutrons rapides. Le programme Astrid doit permettre d'en montrer la faisabilité en irradiant d'abord quelques aiguilles d'oxyde mixte d'uranium et d'américium ($UAmO_2$ à 10% en Am dans U appauvri) placées en périphérie du cœur du réacteur, dans une capsule ou de façon isolée (transmutation en mode hétérogène). Dans ces conditions le réacteur peut fonctionner en régime nominal. Il s'agira d'irradier ensuite un assemblage de combustible $UAmO_2$ situé en couverture du cœur. Astrid fonctionnera alors en régime hors nominal. Ce concept de transmutation en Couvertures Chargées en Américium, est appelé concept CCAm. Il pourrait être industrialisé au niveau des RNR commerciaux. Pour cela il faudra qualifier le retraitement et le multirecyclage du combustible $UAmO_2$ ce qui demandera de changer d'échelle d'expérimentation.

Cette Annexe fait le point sur l'état des E&R pour la transmutation de l'américium conduite dans le cadre du programme Astrid. Cet état a évolué par rapport à celui décrit dans le rapport N°4 de la Commission (juin 2010) en particulier les dates jalons se sont décalées.

Le CEA a mis au point le procédé EXAm de séparation exclusive d'américium à partir des raffinats du procédé Purex et a pour ambition de préparer d'ici 2016 de 20 à 30 pastilles de $UAmO_2$, ce qui nécessite de séparer environ 7 grammes d'Am (^{241}Am 60% + ^{243}Am 40%) contenus dans 4,5 kg de combustible usé (3 kg UO_x et 1,5 MO_x avec des taux de combustion élevés), de préparer l'oxyde en poudre par co-conversion et de fabriquer les pastilles par frittage de la poudre. Cet objectif demande d'enchaîner une suite d'opérations complexes dans Atalante qui permettront de tester les performances d'un processus qui préfigure le procédé de préparation du combustible CCAm.

Parallèlement à l'obtention d'américium le CEA continue d'étudier (avec ^{241}Am à l'échelle du dixième de gramme) plusieurs méthodes de préparation de céramiques de $UAmO_2$ par frittage de poudres. Il peut s'agir de poudres de UO_2 (en fait UO_{2+x}) et de AmO_2 (en fait AmO_{2-x}) que l'on amène à réagir par frittage réactif ou bien de poudre de l'oxyde mixte lui-même et il s'agit alors de frittage classique. L'oxyde mixte est préparé par trois méthodes : réaction à chaud entre les oxydes simples, co-conversion de solutions nitriques de U et Am en passant par l'oxalate mixte ou à partir de résines chargées en U et Am. Il est toujours non stoechiométrique, sa formule est $U_{1-x}Am_xO_{2\pm\delta}$ avec x variable et δ indiquant l'excès ou le manque d'ions O^{2-} dans la structure type fluorine qui dépendent des proportions des degrés d'oxydation de U : +4 et +5 et de Am : +3 et +4. Selon les méthodes utilisées les céramiques sont toujours monophasées mais ont différentes microstructures et densités, facteurs déterminant de leur tenue à l'irradiation/autoirradiation alpha et au relâchement ou non de l'hélium. Pour $0,075 < x < 0,7$ elles sont stables à l'air (pas d'effet de l'auto-irradiation) Le CEA étudie aussi la solution solide $U_{1-x}Am_xO_{2\pm\delta}$ (structure, densité, non stoechiométrie) et le diagramme de phases du ternaire U/Am/O encore inconnu. Les propriétés thermodynamiques comme la volatilité de Am en fonction de sa teneur et de la température sont étudiées à ITU (Institut des transUraniens).

Toutes ces recherches sont les premières étapes indispensables pour pouvoir optimiser les propriétés du futur combustible. Les recherches suivantes ou concomitantes concernent les irradiations.

Le CEA a commencé, seul ou en collaboration et depuis plusieurs années des expériences analytiques d'irradiation d'échantillons de $UAmO_2$. La plus récente est l'expérience Marios, mini-disques denses de $U_{0,85}Am_{0,15}O_{2\pm\delta}$ (diamètre 5 mm, épaisseur 1 mm, 92% de la densité théorique) préparés par frittage réactif, mis en mini-aiguilles et irradiés en 2011-2012 dans le HFR (Nuclear Research Group – NRG – Petten). L'expérience Diamino, mini-disques denses d'oxyde mixte à 7,5 et 15% d'Am (97% de la densité théorique) préparés par frittage classique, mis en mini-aiguilles et à irradier en 2014 et 2015 dans Osiris est en préparation. Les mini-disques irradiés de Marios sont en cours d'examens post irradiation non destructifs dans les cellules chaudes du NRG. Les

premiers résultats donnent des renseignements sur le relâchement d'hélium et des gaz de fission en fonction de la température. Les mini-aiguilles seront transférées au CEA pour la suite des examens et analysées *in fine* par destruction dans Atalante après 2015.

Le CEA a en projet des expériences semi-intégrales pour tester l'interaction oxyde-gaine. Il s'agit de l'expérience Marine dans HFR avec ITU et NRG (irradiation en 2014-2015) et de l'expérience Moma dans l'ATR à Idaho avec le DOE (irradiation en 2017-2019).

Les expériences de préparation, irradiation, examen des échantillons de $U_{0,85}Am_{0,15}O_{2\pm\delta}$ s'étalement sur de longue périodes de temps. Elles demandent au minimum une dizaine d'années et nécessitent de travailler en collaboration. Chaque expérience permet d'explorer le comportement de plusieurs échantillons dans plusieurs conditions expérimentales (flux neutronique, effets de la température, ...)

Le programme de R&D du CEA sur la séparation de Am se poursuivra après 2016 dans plusieurs directions : augmentation de la production de Am dans Atalante, adaptation du procédé EXAm à grande échelle (colonnes pulsées, tenue solvant, synthèse industrielle des réactifs), tests de procédés de co-conversion, développements technologiques dans la métallurgie des poudres. Il est indispensable de le mener à bien pour préparer l'industrialisation de la séparation transmutation.

Le CEA étudie, souvent dans le cadre de collaborations et cela depuis longtemps, le comportement d'autres composés à base d'uranium, d'américium, de plutonium, et d'autres éléments inertes (vis à vis des neutrons) candidats pour une transmutation en mode homogène en RNR (expérience Superfact initiée bien avant 2 000, et autres) ou hétérogène en RNR (sur cible à matrice inerte comme MgO) ou bien en ADS (sur composés autres qu'oxyde). Il s'agit d'expériences analytiques mises en route, plus de dix ans auparavant, pour explorer un large spectre de possibilités de transmutation des AM ou d'expériences plus récentes entreprises aux USA ou au Japon pour lesquelles le CEA aura accès aux résultats. L'examen des échantillons irradiés se poursuit et est prévu jusqu'en 2020, sinon après.

ANNEXE IX

LA RECHERCHE AMONT

La recherche en amont du choix des matériaux de structure des futurs réacteurs et des installations des cycles qui seront associés, des céramiques des combustible nucléaires, des procédés chimiques de fabrication du combustible neuf et du retraitement du combustible usé ainsi que des codes de calcul et de simulation est conduite en France par le CEA (pour son compte et celui des industriels), le CNRS (IN2P3 et INC) et des Universités, le plus souvent au sein de collaborations. Elle ouvre le futur de l'énergie nucléaire dans toutes ses dimensions. Elle permet, associée à l'enseignement, de conserver les compétences dans les domaines support à toutes les disciplines du nucléaire, souvent à faible effectif, comme la radiochimie ou la radiolyse.

Seul le CEA dispose avec Atalante des installations permettant de travailler sur de la matière très radioactive et de conduire des mesures physicochimiques performantes sur des échantillons radioactifs. Il existe aussi des programmes européens qui offrent aux chercheurs la possibilité de collaborations internationales et l'accès à d'autres installations du type d'Atalante (néanmoins en nombre restreint) ou de grands instruments équipés de cellules dédiées au matériaux radioactifs.

Le CNRS, outre ses recherches propres sur les ADS et les réacteurs à sels fondus pour une filière au thorium conduites au sein de l'IN2P3, a mis en place le programme interdisciplinaire Needs (Nucléaire, Energie, Environnement, Déchets et Société) pour fédérer et structurer l'effort de recherche sur l'énergie nucléaire. Needs est une réorganisation de la recherche qui était conduite jusqu'en 2012 dans des GdR regroupés dans le dernier programme Pacen (CNRS/IN2P3) et assure ainsi la continuité de la participation du monde de la recherche académique. Needs est cofinancé par la Mission pour l'interdisciplinarité du CNRS, le CEA, l'Andra, Areva, l'IRSN, EDF et le BRGM. Il y a 7 thématiques qui couvrent tous les aspects du nucléaire. Outre les systèmes nucléaires et scénarios (thème 1) et les matériaux pour l'énergie nucléaire (thème 7) présentés lors des auditions 2013-2014, Needs s'intéresse aussi à 5 autres thématiques allant de la mine d'uranium (ressources, mines, procédés, économie, thème 2) au stockage des déchets (traitement et conditionnement des déchets, thème 3) et à l'étude des milieux à faible perméabilité (comportement à différentes échelles des matériaux pour le stockage, thème 4), mais incluant aussi l'étude de l'impact du nucléaire sur l'environnement (thème 5) et l'aspect sociétal du nucléaire (nucléaire, risque et société, thème 6) sur lequel le CNRS a encore des difficultés à mobiliser la communauté SHS. Toutes les thématiques font directement appel à la modélisation et beaucoup à une expérimentation en présence de rayonnements ionisants impliquant la radiochimie au sens large (chimie des radioéléments et chimie sous rayonnements ionisants). Un tel spectre de thèmes offre à toute la communauté scientifique française et aux sociologues la possibilité de présenter des projets ainsi que de se réunir dans des Ateliers de travail. Needs fonctionne par appels à projets pour que chaque discipline se situe par rapport aux connaissances à acquérir ou à approfondir. Les appels d'offre sont bien renseignés. Needs a réellement démarré début 2013. Une centaine de projets ont été retenus et sont modestement aidés sur 2 ou 3 ans car Needs se définit plutôt comme un catalyseur de recherche, qui se voudrait très structurant pour les équipes universitaires et les collaborations inter-organismes que comme un outil de financement de projet. Les thèmes géo-sciences de Needs, bien que focalisés sur les applications au nucléaire, ont un intérêt certain aussi pour la tenue des couvertures, la gestion du sous-sol en général, mais aussi les énergies fossiles et le stockage du CO₂.

La Commission a été informée cette année des travaux de recherche en chimie séparative conduits à Marcoule à l'ICSM et au CEA et sur la chimie des actinides, menée essentiellement dans Atalante et inscrite dans des programmes européens Euratom.

La séparation des éléments du combustible usés pour divers recyclages est l'objet même du retraitement du combustible usé mais aussi du traitement des minéraux et d'une façon générale du cycle électronucléaire. Le cycle du combustible français actuel et celui qui sera associé aux RNR imposent une séparation par extraction dite « par solvant » mettant en jeu des phases solides et liquides aqueuses et organiques. Seule la compréhension profonde des mécanismes mis en jeu permettra des progrès d'optimisation des procédés et des innovations.

L'ICSM est une unité mixte (CNRS, CEA, UM2 et ENSCM) dont le programme est l'étude des phénomènes aux interfaces des systèmes d'extraction des éléments : solide-liquide (lixiviation du minerais, dissolution du combustible) et liquide-liquide (extraction de U, Pu et AM). Ce sont des phénomènes particulièrement compliqués car au fur et à mesure que les concentrations des éléments et des réactifs augmentent, les espèces chimiques mise en jeu vont de la molécule aux systèmes moléculaires auto-assemblés (colloïdes, micelles). Les recherches s'appuient sur la modélisation aux échelles nanométrique et mésoscopique par la mécanique quantique et la physique statistique et des mesures expérimentales (diffusion des rayons X, neutrons et lumière, microscopie) pour avoir accès aux modifications des interfaces, aux structures des espèces formées et aux cinétiques de transfert de ces espèces entre phases. Le souci de conduire une chimie verte, par exemple en utilisant la sonochimie, est constant. La sonochimie conduit à une chimie locale haute pression haute température qui rappelle la chimie sous rayonnements ionisants.

C'est dans le Département de radiochimie et des procédés (DRP) du CEA (Atalante) que s'est fait et se fait l'essentiel de la recherche en amont des procédés de séparation liquide-liquide pour l'aval du cycle (Purex, Diamex/Sanex, EXAm, Ganex). Il s'agit de la conception des molécules organiques pour l'extraction sélective des actinides (et la non extraction des produits de fission) et de l'étude de leur aptitude à être utilisées en milieu très radioactif et au contact d'acide nitrique concentré. Il s'agit également de comprendre l'origine de leur sélectivité ce qui conduit naturellement à l'étude de la nature des liaisons chimiques dans les espèces extraites ou les complexes en solution (modélisation moléculaire, mesures structurales et spectroscopiques) et de la thermodynamique des équilibres chimiques. Mais il s'agit aussi de mieux comprendre les mécanismes d'extraction de procédés utilisés depuis longtemps dans l'industrie du retraitement du combustible usé comme le procédé Purex. Le département dispose des installations et équipements « nucléarisés » pour conduire toutes ces recherches et pour aller jusqu'aux procédés ce qui passe par de la recherche technologique. Il existe un fort potentiel en chimie/radiochimie analytique.

74

Atalante est aussi le pivot de la recherche fondamentale sur les actinides en France et en Europe. Ces radioéléments, notamment les transuraniens sont au cœur de l'énergie nucléaire. La recherche dans Atalante va bien au delà de la chimie séparative qui est essentiellement de la chimie moléculaire voire supra moléculaire ou de la physicochimie en solution. Elle concerne les solides et matériaux à base d'actinides (solides de co-conversion, fabrication de céramiques, verres nucléaires, ...) couvrant ainsi tout le cycle du combustible. Atalante est ouverte aux activités de l'ICSM et à la communauté académique.

Atalante a toujours été partie prenante des programmes Européens touchant à la chimie des actinides qui se succèdent depuis 2008, le CEA en étant coordinateur ou partenaire. Ces programmes concernaient soit la séparation (Acsept 2009-2013 et maintenant Sacsess), soit le retraitement, soit des aspects de sûreté, soit les actinides (Actinet 2004-2012 et aujourd'hui Talisman). Talisman est une mise en commun des infrastructures européennes (Laboratoires et grands instruments) avec un volet formation. Ce volet complète le programme Cinch pour la formation en Chimie pour le nucléaire.

Comme le CNRS, le CEA, l'Andra et d'autres organismes ont des programmes de recherches propres.

La Commission a donné dans son dernier rapport l'état des recherches et des collaborations conduites sur les ADS et les réacteurs à sels fondus essentiellement portées en France par le CNRS-IN2P3, telles qu'elles apparaissaient dans le rapport 2012 du CEA. Cette année la Commission a été informée de quelques développements de recherches sur les ADS. Il s'agit pour l'essentiel de comparaisons entre RNR et ADS pour brûler le Pu ou transmuter les AM. A priori les ADS ont des performances théoriques meilleures que les RNR estimées respectivement à 80 et 112 kg/TWhe pour Pu et à 5 et 112 kg/TWhe pour les AM mais au prix de grandes difficultés prévisibles tant sur les composants d'un ADS (accélérateur, cible de spallation, réacteur type RNR à cœur sous-critique refroidi par un alliage de plomb fondu, corrosion due au plomb) que sur la fabrication et le recyclage du combustibles très riches en Pu (45%) ou en AM (20%) dans du MOx ou des CERCER ou CERMET. Des ADS de puissance (400 MWth) introduits dans un parc de RNR ou de EPR auraient des avantages notamment de découpler la production d'énergie et la transmutation puis d'aider à la résorption du Pu et des AM en fin de vie du parc. Autant qu'on puisse prévoir ils pourraient être prêts vers 2080.

ANNEXE X

VARIÉTÉS DE DÉCHETS FAVL

Les déchets FAVL sont variés : déchets historiques (CEA et EDF), de procédés et d'exploitation (Areva). Ils sont, en général, en quantités importantes et leurs caractéristiques ne permettent pas de les accepter au CSA de Soulaines ni au CSTFA de Morvilliers. Ils contiennent *a minima* des radionucléides à vie longue, ^{226}Ra , ^{14}C , ^{36}Cl qui peuvent poser problème à long terme en stockage géologique car difficiles à confiner. On caractérise donc les FAVL par leurs teneurs en ^{226}Ra , ^{14}C , ^{36}Cl exprimées en activité massique ou totale, qui sont des unités commodes pour des comparaisons et pour les analyses de sûreté, et par leur composition chimique qui est un paramètre important pour un stockage géologique envisagé à faible profondeur. En effet à long terme, même après la disparition du risque radiologique l'érosion pourrait ramener les déchets en surface.

DÉCHETS RADIFÈRES

Tous ces déchets contiennent des radionucléides descendants de ^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th , mais seul ^{226}Ra peut poser des problèmes de radioprotection.

CEA, Itteville près du Bouchet.

Il existe 12 000 t de résidus de traitement de minerais de U et de Th et de boues de décantation associées au traitement, mélangés avec de la terre et des gravats et « entreposés » dans une déposante (de 90 à 100 000 m³) où sont également déposés des TFA (28 000 t). Les résidus contiennent 4,5 t de U, 13,4 t de Th et 0,8 TBq de ^{226}Ra (58 Bq/g) mais aussi des toxiques chimiques (tonnes de Pb, U, As, Cr). Des mesures sont en cours (diagraphies et carottages) pour mieux caractériser le contenu de la déposante et estimer ce qui sera déclaré FAVL (teneur supérieure à 10 Bq/g) ou TFA. Les déchets FAVL seront conditionnés en caisson métallique de 15 m³ (option actuelle, volume total estimé à 9 600 m³). La reprise de la déposante est conditionnée à l'existence d'un stockage SCR opérationnel, à moins qu'il ne faille l'évacuer vers un nouvel entreposage pour des raisons sociétales.

Areva, (filiale Cezus) Jarrie.

L'usine de Jarrie produit des composés de zirconium et, à un premier stade, ZrCl_4 . Jusqu'en 2013, ZrCl_4 était produit à partir du traitement de zircons ($\text{SiO}_4\text{Zr}_{(1-x)}\text{Hf}_x$) issus de sables importés d'Australie. Le procédé utilisé a été la source principale des résidus de l'usine jusqu'à cette date. Il existe ainsi 2 730 t de ces résidus conditionnés en fûts de 0,2 m³ (0,2 t) entreposés dans un bâtiment mis en service en 2005. Il s'agit de composés de Th, U, Ra pulvérulents (essentiellement des chlorures et pour partie des oxydes) mélangés à du sable. Ces résidus contiennent plus ou moins d'éléments lourds U (IV) et U(VI), Th et ^{226}Ra (2 000 t avec 60 t de U, 9 t de Th et 0,24 TBq de ^{226}Ra à 120 Bq/g et 700 t, avec 20 t de U, 1,2 t de Th et 0,02 TBq de ^{226}Ra à 30 Bq/g).

Depuis 2013, ZrCl_4 est préparé à partir de zircone (ZrO_2) ce qui conduit à moins de résidus, environ 80 t/an au lieu 140 t/an et de nature chimique différente.

Les résidus issus du traitement de ZrO_2 devraient être traités en ligne à partir de 2014 (date annoncée) pour insolubiliser les éléments lourds selon un procédé classique conduisant à un précipité de sulfate de baryum radifère ($\text{SO}_4\text{Ba/Ra}$) et d'oxydes/hydroxydes de Th et de U et les résidus issus du traitement des zircons, actuellement en entreposage, seront repris au rythme de 150 t/an. Des essais industriels sur les résidus issus du traitement des zircons, à reprendre, montrent que le précipité, un sulfate de baryum radifère ($\text{SO}_4\text{Ba/Ra}$) et d'hydroxyde de Th et de U, a sensiblement la même activité massique en radium (30 à 90 Bq/g) que les résidus avant traitement mais il est très peu lixiviable (K_d de Ra de l'ordre de 10^4 Bq/litre/kg). Séché il constituera le futur déchet FAVL de l'usine de Jarrie. Il sera ensaché dans des fûts de 200 litres. Le colis de stockage n'est pas encore défini.

Areva ne fait pas état d'essais à partir des résidus de traitement de ZrO_2 .

Solvay, Cadarache et la Rochelle.

L'usine de la Rochelle a eu diverses activités : le traitement de la monazite (phosphate de plusieurs terres rares, de Th et de U) pour en extraire les terres rares et le thorium, ainsi que la préparation de divers composés de cet élément. Les procédés ont conduit à plusieurs résidus.

Il existe 5 120 t de sulfate de baryum radifère et d'hydroxyde de Th et de U, conditionnés dans 25 300 fûts spéciaux (5 578 m³) entreposés à Cadarache résultant de l'activité terres rares et 213 t (247 m³) conditionnés dans 1 000 fûts entreposés à la Rochelle, résultant de l'activité thorium. L'entreposage de Cadarache contient 1 t de Th, 4,3 t de U et 1 TBq de ²²⁶Ra à 200 Bq/g, et celui de la Rochelle contient 7,6 t de Th, 0,1 t de U et 0,005 TBq de ²²⁶Ra à 23 Bq/g.

Ces résidus conditionnés sont appelés par Solvay déchets RRA (résidus radifères). Ils sont déclarés FAVL sans ambiguïté. Les colis actuels devraient être les colis de stockage, sauf demande particulière de l'Andra si tous les colis de stockage SCR devaient être standardisés. Auquel cas le reconditionnement se ferait à la Rochelle.

Il existe aussi des résidus d'attaque de la monazite par l'acide nitrique : 8 400 t (7 326 m³) entreposé en vrac à la Rochelle. Ils contiennent de nombreux composés de lanthanides (Ln), Na, Ca, Ba, Si, Th, ... phosphates, sulfates, hydroxydes, oxydes,..., environ 1 000 t de Ln, 31 t de Th, 4 t de U et 0,025 TBq de ²²⁶Ra à 3 Bq/g. Ces résidus sont appelés par Solvay déchets RSB (résidus solides banalisés). Ce sont les quantités de U et de Th qui les empêchent de rejoindre les filières CSA et CSTFA. Ils contiennent moins de ²²⁶Ra que les résidus de déchets miniers stockés en surface en France (30 Bq/g). Séchés et calcinés et conditionnés en fûts, ils pourraient aller en stockage FAVL SCR. Mais ils pourraient aussi être repris pour extraire les terres rares ou être inclus dans un programme de valorisation du Th (Valor Thorium) pour lequel les procédés sont déjà définis. Pour autant les déchets ultimes de reprise des RSB ne seraient toujours pas acceptables au CSTFA. Le statut des RSB n'est donc pas encore défini.

Il existe sur le site de la Rochelle des « matières thorifères » non conditionnées, résidus de traitements d'hydroxydes de thorium dits hydroxydes bruts (HBTh). Après traitements pour valoriser le thorium (Valor thorium) elles pourraient conduire à 1 200 t de déchets (1 200 m³) à 130 Bq/g de ²²⁶Ra et à 8 200 t de déchets d'hydroxydes exempts de Ra, contenant 14 t de Th, qui seraient conditionnés en caisson de 3 m³. Mais ils pourraient aussi être repris dans le programme Valor thorium. Là encore, le statut des matières thorifères n'est donc pas encore défini.

Il faut noter que Solvay détient des composés de Th (nitrates et HBTh) renfermant 6 200 t de Th ainsi que des mélanges de composés de terres rares et de Th (dits MES - matières en suspension) renfermant 4 000 t de Th. Ils sont en réserve pour valorisation (Valor thorium).

DÉCHETS GRAPHITES

Tous ces déchets renferment *a minima* ¹⁴C et ³⁶Cl émetteurs bêta.

Areva, la Hague.

Les déchets proviennent du retraitement du combustible de réacteurs UNGG (et de RNR). Ils sont entreposés en vrac dans des silos à la Hague (silos 115 et 130 et décanteurs 1 et 2 de l'atelier de dégagement). Il s'agit de 1 050 t de chemises mélangées avec les gaines de Mg (silos) et de 50 t de graphite en poudre mélangé avec divers constituants minéraux et organiques (décanteurs). Leur reprise physique, tri, caractérisation et traitement puis conditionnement en colis 10 m³ dans du ciment est prévue d'ici 2030. Compte tenu de l'inventaire en radionucléides, notamment en Pu et Am (36 TBq pour les silos et 600 TBq pour des décanteurs) les colis ne peuvent aller qu'en stockage SCI ou dans Cigéo. L'Andra ne s'est pas prononcée sur l'acceptation de ces colis dans Cigéo.

CEA, Marcoule.

Les déchets proviennent des réacteurs UNGG de Marcoule (G1, G2, G3 et EL2 EL3) et de Chinon (A2, A3). Il s'agit de 3 900 t d'empilements encore en place dans les réacteurs (105 TBq de ^{14}C , 1,8 TBq de ^{36}Cl , valeurs estimées) et de 730 t de chemises (5 TBq de ^{14}C , valeur estimée). Des inventaires en radionucléides plus précis notamment en ^{14}C et ^{36}Cl sont en cours de réalisation, par prélèvement de carottes dans les canaux des empilements de G1 et analyses (programme devant être achevé fin 2015). Les éléments de graphite seront conditionnés en colis de 10 m³, si ce colis (commun avec EDF) est agréé par l'Andra pour un stockage FAVL SCR. Les opérations sont prévues avant 2035 pour les chemises et dès qu'un stockage sera opérationnel pour les empilements, mais le démantèlement des réacteurs demandera des décennies.

EDF, Chinon, Saint Laurent, Bugey.

Les déchets proviendront du démantèlement des 6 réacteurs UNGG d'EDF, arrêtés en 1990, qui s'ajouteront aux déchets entreposés à Saint Laurent. Il s'agira de 15 000 t d'empilement (0,3 TBq de ^{36}Cl et activité en ^{14}C à préciser) et 100 t de résines échangeuses d'ions provenant du traitement de l'eau des caissons de 4 de 6 réacteurs. Le retrait du graphite des réacteurs ne commencera qu'en 2025 (Bugey 1) à condition qu'un stockage soit opérationnel à cette date. Il existe à Saint Laurent 2 000 t de chemises (5 TBq en ^{36}Cl) contaminées en produits de fission (4 400 TBq) voire en actinides. Seuls les empilements et une partie des résines qui ne contiennent pas de ^{36}Cl (résines cationiques) pourraient aller en stockage FAVL SCR, les chemises en l'état ne pouvant aller qu'à Cigéo. Tous les éléments graphite seront bloqués dans du ciment dans des colis de 10 m³ en cours d'étude avec l'Andra et commun avec le CEA. Le conditionnement des résines anioniques est à l'étude, les résines cationiques devraient être acceptées au CSA. Les chemises de graphite du combustible des réacteurs du Bugey ont été stockées au CSA.

Le CEA, EDF et d'autres producteurs de déchets graphite étudient un traitement thermique du graphite visant à éliminer et piéger les radionucléides volatils avant une combustion conduisant à des cendres. EDF doit construire un pilote pour évaluer l'intérêt de traiter le graphite. Un tel traitement conduirait à des déchets ultimes FAVL dont le volume permettrait un stockage dans Cigéo. Un point d'avancement des recherches est demandé dans le cadre du PNGMDR en 2015.

DÉCHETS BITUMES

CEA. Les déchets proviennent du traitement des effluents de Marcoule eux-mêmes résultant d'opérations de retraitement dans UP1 de combustibles irradiés. Il s'agit de boues de co-précipitation enrobées dans du bitume et mises en fûts de 220 litres dont l'activité alpha et le débit de dose interdisent un stockage au CSA. Il y a 32 000 fûts (activité alpha de 100 TBq, période de décroissance apparente d'environ 300 ans). Ils sont à Marcoule entreposés dans l'EIP dans des surfûts de 380 L ou encore dans des casemates en l'état, d'où ils sont en cours de reprise pour reconditionnement. A terme (2030), ils seront tous dans l'EIP. Il est prévu de les envoyer en stockage SCR dans un colis béton contenant 4 surfûts. Le volume total des colis est estimé à 39 000 m³.

Les caractéristiques radiologiques, radiochimiques et chimiques (éléments, anions complexants) de chaque colis sont établies lors des opérations de reprise, de sorte que la modélisation de leur comportement en stockage SCR reposera sur des données réelles. Les activités des radionucléides les plus difficiles à confiner ^{14}C , ^{94}Nb , ^{36}Cl , ^{129}I sont bornées, par des valeurs maximales à quelques Bq/g, celles de ^{99}Tc , ^{63}Ni et ^{151}Sm sont mesurées. Ces colis renferment de faibles quantités de toxiques chimiques Pb, Ni, Hg et As, dont il faudra s'assurer d'un possible impact toxicologique à très long terme.

AUTRES DÉCHETS D'AREVA

Des déchets d'exploitation dans les ateliers de la Hague ont été identifiés comme déchets FAVL pouvant aller en stockage SCR. Ils représenteraient quelques 1 500 colis cylindriques en béton-fibre de 1,2 m³ où les colis primaires de déchets sont coulés dans du béton-fibre.

Les déchets de procédés entreposés à Malvesi sont particuliers à plusieurs égards, les quantités sont très importantes, leur nature radiochimique et chimique est mal définie, ils seront stockés sur place.

Dans l'usine Comurhex de Malvési, on prépare UF_4 de pureté nucléaire à partir du Yellow Cake (YC) qui est le composé d'uranium commercial issu du traitement des minerais d'uranium. Il renferme 30 à 40% d'impureté diverses (mais peu de radium). L'usine a commencé à fonctionner en 1960 et sa capacité actuelle est de 14 000 t d'uranium par an.

Le procédé comporte plusieurs étapes et produit essentiellement des effluents liquides nitratés (le YC est d'abord dissous dans HNO_3 pour la purification de U par extraction par solvant), environ 4 à 5 m³ par tonne d'uranium qui sont après neutralisation par la chaux « lagunés » dans plusieurs bassins sur une surface de 30 ha. Des insolubles se déposent (boues) dans les bassins plus ou moins rapidement soit par décantation soit par évaporation. Certains basins ne contiennent que des solides (B1 et B2 par exemple), d'autres des solutions et d'autres des mélanges. Les basins B1 et B2 (INB ECRIN – Entreposage Confiné des Résidus Issus de la conversion) renferment 77 000 m³ de boues de U, ²³⁰Th et des impuretés du YC (Si, Fe, Na, Ca, V, Mo ...) ainsi que des radionucléides artificiels (⁹⁹Tc, ^{238/241}Pu, ..) provenant de la production de UF_4 à partir d'uranium de retraitement pendant une vingtaine d'années après 1960 et 162 000 m³ de mélange de ces boues et de terre, le tout recouvert de 43 000 m³ de matériaux de couverture (au total 280 000 m³, 90 TBq dont 50% dus à ²³⁰Th et 1% aux radionucléides artificiels). L'activité massique des boues est de 490 Bq/g dont 380 Bq/g dus aux émetteurs alpha. Les bassins B1 et B2 ne sont plus utilisés. Le bassin B3 recouvre 23 000 m³ de déchets divers mélangés avec de la terre (U, Th, ²²⁶Ra, 0,075 TBq). Les bassins B3, B5 et B6 sont des bassins de décantation/entreposage et contiennent 43 000 m³ de boues décantées ne renfermant que des radioéléments naturels (²³⁴ à ²³⁸U, ²³⁰Th, ²²⁶Ra, 9 TBq, 230 Bq/g dont 160 Bq/g dus aux émetteurs alpha). Les bassins B3 à B6 sont des ICPE. Les bassins B1 à B6 sont sur des stériles et résidus miniers d'extraction de soufre dont 300 000 m³ (sur 1 300 000 m³) sont contaminés par des infiltrations radioactives des bassins B1 et B2. Les bassins B7 à B12, également ICPE, sont des bassins d'évaporation de solutions de nitrates (environ 320 000 m³ et 1 TBq, présence de ⁹⁹Tc) et il existe un bassin de régulation (0,5 TBq) avec 80 000 m³ de boues sédimentées chargées en toxiques chimiques (des tonnes de Cd, Cu, Hg et Se).

78

Les déchets actuels de Malvési sont divers tant du point de vue radiologique que du point de vue physico-chimique. L'activité massique des boues est variable (de 500 Bq/g à moins de 10 Bq/g) et assez mal connue. Devant l'énorme quantité de déchets un stockage sur site est envisagé et c'est pourquoi ils ne sont pas pris en compte dans l'inventaire FAVL pour le stockage SCR. Un Groupe d'experts internationaux a examiné la possibilité de stockage sur site et a fait des recommandations de recherches à conduire pour conclure ou non à sa faisabilité. Plusieurs projets de stockage sont ainsi à l'étude, en surface ou à faible profondeur de type SCR.

Comurhex doit fournir dans le cadre du PNGMDR des études visant à une meilleure caractérisation des déchets, à leur gestion à court terme (B1 et B2 sous couverture bitume et station de traitement des eaux) et à long terme (stockage sur site).

Comurhex II produira des déchets de nature un peu différente de ceux de l'usine actuelle car quelques étapes du procédé seront changées. Les boues de procédé, inévitables, seront déshydratées et mises en alvéoles couverts à l'emplacement des bassins B3, B5 et B6 sous réserve d'une analyse de sûreté. Areva prévoit 200 000 à 300 000 m³ de ce type de déchet d'ici 2050 entre 250 et 500 Bq/g et environ 110 000 m³ du traitement à venir des effluents des bassins B7 à B12 avec une activité massique de quelques Bq/g.

D'ici à 2050 ce sont environ 1 million de m³ de déchets divers « Malvesi » qu'il faudra gérer.

DÉCHETS ANDRA

Il s'agit de quelques centaines à quelques milliers de colis de sources scellées et de 17 000 m³ de déchets à Radioactivité Naturelle Renforcée.

ANNEXE XI

EXEMPLES DE RÉCUPÉRABILITÉ

Dans les années 70, des déchets radioactifs ont été stockés dans une mine de sel à Asse en Allemagne. Ce stockage ne prévoyait pas la réversibilité. A la suite de l'entrée inattendue de saumures dans la mine, la question de la reprise des colis de déchets s'est posée. La réalisation de forages permettant d'entrer dans les chambres de stockage abandonnées pour en analyser l'atmosphère s'est avérée très difficile en raison notamment des déformations du massif rocheux. L'opinion publique s'est divisée sur les solutions à retenir : retrait complet, déplacement de colis, réalisation de travaux de confortement et de confinement. Le coût de ces solutions est élevé et la faisabilité de leur mise en œuvre doit encore être établie. Cette expérience peut être interprétée en termes de réversibilité, puisque l'on voit que, la récupérabilité des colis n'ayant pas été préparée, elle a rendu la gestion de la situation et la possibilité d'une réversion de la décision problématiques.

Il existe également en Allemagne des stockages de déchets chimiques en mine de sel qui accueillent des colis provenant de toute l'Europe. Parmi ces déchets figurent ceux appelés C0 dans la nomenclature française, les plus dangereux. Ces stockages ne prévoient pas de réversibilité. Un stockage de même nature, appelé Stocamine, a été autorisé en France en 1998. Il prévoyait la réversibilité pour une durée de trente ans. En 2002 un incendie, consécutif à l'introduction délibérée de colis non conformes, a conduit une partie du public à demander qu'on retire tous les déchets. Il est apparu rapidement que ce retrait serait difficile, le maintien des conditions qui le permettent étant manifestement passées assez rapidement au second plan dans les préoccupations de l'exploitant. Après plusieurs années d'expertises et de débats, la mise en œuvre d'un retrait partiel des déchets les plus dangereux a commencé il y a quelques mois.

Il faut noter toutefois que des retraits ont été effectivement opérés : à Stocamine en 2001, avant l'incendie, pour reprendre des colis contenant des PCB, non conformes à l'arrêté d'autorisation ; dans une mine de sel allemande de stockage de déchets chimiques (Herfa Neurode), pour récupérer du cuivre ; ou encore dans le stockage des déchets radioactifs de la Défense américaine du Waste Isolation Pilot Plant, au Nouveau-Mexique, pour retirer un colis non conforme.

ANNEXE XII

RÉCUPÉRABILITÉ ET VALORISATION

Les notions de réversibilité et de récupérabilité des déchets nucléaires stockés dans un site géologique profond sont souvent associées à une valorisation de certains éléments contenus dans ces déchets. Parmi les éléments les plus souvent cités ce sont évidemment ceux qui appartiennent aux métaux dits stratégiques et notamment les terres rares (ou lanthanides) et les platinoïdes qui sont concernés.

L'évaluation des quantités disponibles pour un recyclage de ces éléments est réalisée pour le traitement d'environ 1 000 tonnes de combustibles UO₂ usés après un refroidissement d'environ 10 ans.

TERRES RARES :

Elles sont présentes pour environ 16,5 tonnes ce qui, mis à part le terbium, représente moins de 1% de la demande nationale. Le CEA maîtrise parfaitement les procédés de séparation des terres rares contenues dans le combustible usé ; il reste cependant que tous les éléments possèdent des isotopes radioactifs conduisant à des activités spécifiques significatives. Les minerais de terres rares sont relativement bien répartis sur la planète et leur pseudo-pénurie résulte de l'absence d'unités de production plutôt que de leur rareté. L'intérêt de leur récupération à partir de colis vitrifiés est donc très faible.

PLATINOÏDES :

Le palladium, le ruthénium et le rhodium sont présents en quantité significative puisqu'ils représentent respectivement 25, 450 et 75% de la demande française annuelle. Le palladium doit être écarté car il contient un isotope, ¹⁰⁷Pd, représentant 15% du palladium total, et possédant une durée de vie de 6×10^6 ans pour une activité de 10⁷ Bq/g. Le ruthénium avec une production de 3,7 t/an serait potentiellement intéressant après une vingtaine d'années de refroidissement, il en est de même du rhodium qui représenterait environ 750 kg/an soit 3% de la production mondiale.

Toutefois, Ruthénium et rhodium sont contenus dans des précipités métalliques difficiles à dissoudre et leur chimie, en particulier celle du ruthénium, sont particulièrement complexes. Il n'existe pas à ce jour de procédé de séparation du ruthénium en milieu nitrique.

Même avec une séparation très poussée ces éléments contiendront des quantités très faibles d'isotopes radioactifs et, pour les utiliser, il faudra obtenir leur déclassement ce qui dans la législation française actuelle est exclu.

En conclusion, la récupérabilité est une opération technique qui ne paraît pas devoir être associée à une notion de valorisation.

ANNEXE XIII

ORGANISATION DE LA GESTION, DU FINANCEMENT ET DU COÛT PRÉVU POUR UN STOCKAGE GÉOLOGIQUE EN FRANCE

ORGANISME EN CHARGE DE LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

La loi du 30 décembre 1991, actualisée par la loi du 28 juin 2006, a établi et défini les missions de l'Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs – Andra, organisme 100% public. Les missions actuelles sont :

- réaliser l'inventaire des matières et des déchets radioactifs en France,
- collecter les objets radioactifs des particuliers et des collectivités locales,
- gérer les déchets radioactifs de l'industrie électronucléaire, des hôpitaux, des laboratoires et des universités,
- rechercher des solutions de stockage pour tous les déchets radioactifs ultimes,
- exploiter et surveiller des centres de stockage sûrs pour l'homme et l'environnement,
- sécuriser et remettre en état les sites pollués par la radioactivité,
- informer le public sur les missions et ses enjeux et diffuser la culture scientifique,
- diffuser les savoir-faire à l'international.

L'Andra est placée sous la tutelle des ministères chargés de l'énergie, de la recherche et de l'environnement. La tutelle principale réside actuellement (30 mars 2014) au Ministère de l'écologie, du développement durable et de l'énergie, qui élabore et met en œuvre les orientations en matière de gestion des déchets radioactifs en lien avec la politique énergétique du Gouvernement. Le Ministère de l'éducation nationale, de l'enseignement supérieur et de la recherche définit et coordonne à travers le Comité d'Orientation et de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle (Cosrac), les travaux de recherche sur la gestion des déchets radioactifs menés par les différents acteurs (CEA, Andra, CNRS, Cogema, EDF, Areva et les ministères concernés).

Les activités de l'Andra sont contrôlées par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). L'ASN s'appuie sur les analyses et avis de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), qui effectue notamment des mesures de contrôle sur les sites nucléaires et des recherches, travaux et formations sur la radioprotection.

La Commission Nationale d'Evaluation (CNE) évalue annuellement l'état d'avancement des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs. Elle publie annuellement un rapport au Gouvernement et au Parlement qui le soumet à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST). Le rapport est alors rendu public.

Le Code de l'environnement donne les définitions suivantes de déchets radioactifs et du stockage :

- les déchets radioactifs sont, parmi les substances radioactives, celles pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée ;
- les déchets radioactifs ultimes sont des déchets radioactifs qui ne peuvent plus être traités dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de leur part valorisable ou par réduction de leur caractère polluant ou dangereux ;
- le stockage de déchets radioactifs est l'opération consistant à placer ces substances dans une installation spécialement aménagée pour les conserver de façon potentiellement définitive ;
- le stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs est le stockage de ces substances dans une installation souterraine spécialement aménagée à cet effet, dans le respect du principe de réversibilité.

FINANCEMENT ET ESTIMATION DES COÛTS DU STOCKAGE GÉOLOGIQUE

Les études portant sur le projet Cigéo sont financées par une taxe «recherche» (taxe sur les Installations Nucléaires de Base). Durant la période 2010-2012, la taxe s'élevait à environ 118 millions d'euros par an, collectés auprès des trois principaux producteurs de déchets : EDF, le CEA et Areva.

Le financement de la construction et de l'exploitation de Cigéo sera à la charge des producteurs de déchets et se fera via des conventions entre l'Andra et les producteurs. La clef de répartition retenue est actuellement la suivante : 78% pour EDF, 17% pour le CEA et 5% pour Areva.

Les producteurs doivent, de par la loi, prévoir les provisions nécessaires et sécuriser ces provisions au travers de placements sous le contrôle de l'Etat. Le choix du taux d'actualisation est la responsabilité des producteurs. La Cour des Comptes cite un taux d'environ 5%, inflation comprise.

En 2005, le coût du stockage avait été estimé par l'Andra entre 13,5 et 16,5 milliards d'euros₂₀₁₀ répartis sur plus de 100 ans, dont 40% d'investissements, 40% de fonctionnement et 20% de taxes et autres. Le Ministre en charge de l'énergie arrêtera avant 2015 l'estimation du coût de Cigéo sur la base de divers estimations, avis et recommandations, dont ceux d'un groupe de travail ad-hoc sous l'égide de la Direction générale de l'énergie et du climat (DGEC).

Références :

- Andra : www.Andra.fr
- Ministère de l'écologie, du développement durable des transports et de l'énergie : www.developpement-durable.gouv.fr
- Ministère de l'enseignement supérieur et de la recherche : www.enseignementsup-recherche.gouv.fr
- Cour des Comptes, Les coûts de la filière électronucléaire : <http://www.ccomptes.fr/Publications/Publications/Les-couts-de-la-filiere-electro-nucleaire>
- ASN : <http://www.asn.fr>
- IRSN : <http://www.irsn.fr/FR/Pages/Home.aspx>
- Le Code de l'environnement : <http://www.legifrance.gouv.fr/affichCode.do?cidTexte=LEGITEXT000006074220>
- CNE : www.cne2.fr

COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

Président : **Jean-Claude DUPLESSY**

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

Secrétaire général & Conseiller scientifique : **Stanislas POMMERET**

Secrétariat administratif : **Florence LEDOUX**

www.cne2.fr