

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

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

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

Rapport d'évaluation n° 3

Tome 1

Juin 2009

S O M M A I R E

Tome 1

RÉSUMÉ - CONCLUSIONS	I
AVANT-PROPOS	1

Chapitre 1 – STOCKAGES ET ENTREPOSAGES

1.1. STOCKAGE PROFOND DES DÉCHETS HAVL ET MAVL	3
1.1.1. Inventaire	3
1.1.2. Programme de l'Andra dans le laboratoire de Meuse/Haute-Marne	4
1.1.3. Modélisation géologique du site de Meuse/Haute-Marne	9
1.1.4. Réversibilité et observation-surveillance	12
1.1.5. Problématique du choix de la Zira	14
1.2. STOCKAGE DES DÉCHETS FAVL	15
1.3. DÉCHETS MINIERS, TRITIÉS, ET HISTORIQUES ; SOURCES SCELLÉES	16
1.3.1. Gestion des résidus miniers	16
1.3.2. Gestion des déchets tritiés	16
1.3.3. Gestion des déchets du CEA	17
1.3.4. Gestion des sources scellées	17
1.4. ELÉMENTS SUR LES ASPECTS SOCIO-ÉCONOMIQUES	18
1.4.1. Aspects économiques	18
1.4.2. Aspects sociologiques	19
1.4.3. Rappel de quelques résultats des travaux réalisés sous l'égide de l'AEN	19
1.4.4. Programme PIC (information et concertation) de l'Andra	21
1.4.5. Aspects socio-économiques particuliers au site de Meuse/Haute-Marne	21
1.4.6. Réflexions de la Commission	22

Chapitre 2 – SEPARATION-TRANSMUTATION

2.1. SÉPARATION-TRANSMUTATION	24
2.1.1. Cadre des E&R : acteurs industriels et enjeux	25
2.1.2. Scénarios	26
2.1.3. Transmutation	27
2.1.4. Séparation	30
2.1.5. Fabrication des cibles et combustibles	31

2.2.	IMPACT DE LA SÉPARATION-TRANSMUTATION SUR LE STOCKAGE	33
2.3.	PROTOTYPE DE RÉACTEUR RAPIDE AU SODIUM, ASTRID	34
2.4.	DISPONIBILITÉ DES OUTILS POUR LES E&R	35
2.5.	MATÉRIAUX POUR RÉACTEURS	36

Chapitre 3 – PANORAMA INTERNATIONAL

3.1.	CADRE LÉGAL INTERNATIONAL	38
3.1.1.	Convention internationale OSPAR	38
3.1.2.	Convention d'Åarhus	38
3.1.3.	Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs	39
3.1.4.	Convention sur la sûreté nucléaire	39
3.1.5.	Convention d'Espoo.....	39
3.2.	LABORATOIRES DE RECHERCHE OU SITES DE STOCKAGE SOUTERRAIN.....	40
3.3.	SOURCES D'IRRADIATION À SPECTRE RAPIDE	43
3.4.	ETUDES DE CONCEPTS ET DE PERFORMANCE DE STOCKAGE	44
3.5.	IMPACT ENVIRONNEMENTAL DU STOCKAGE	44
3.6.	GOVERNANCE ET PARTICIPATION DES PARTIES PRENANTES.....	45
3.7.	NOUVELLES FILIÈRES POUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION.....	45
3.8.	BASES DE DONNÉES NUCLÉAIRES.....	45
3.9.	ASPECTS ÉCONOMIQUES ET GÉOPOLITIQUES	45
3.10.	ENSEIGNEMENT ET FORMATION	46

ANNEXES

Annexe I –	COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION AU 30 JUIN 2009.....	i
Annexe II –	AUDITIONS DE L'ANDRA, D'AREVA, DU CEA ET DU CNRS	ii
Annexe III –	LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS PAR L'ANDRA, LE CEA ET LE CNRS	iii

Tome 2

ANNEXES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES

RÉSUMÉ - CONCLUSIONS

Au cours de l'année 2008-2009, conformément au rôle que lui a confié la loi, la Commission a évalué les études et recherches (E&R) sur la gestion durable de l'ensemble des déchets radioactifs, les modalités de leur entreposage et de leur éventuel stockage, et les possibilités de mise en œuvre d'une stratégie industrielle de séparation–transmutation permettant le multirecyclage des actinides.

▪ Le stockage en couche géologique profonde

Pour préparer l'échéance de 2025 où un stockage profond de déchets HAVL¹/MAVL² pourrait être mis en service, l'Andra poursuit activement son programme d'E&R en bénéficiant pleinement du laboratoire souterrain de Bure en Meuse/Haute-Marne. Elle n'en dispose que depuis 2004 ; auparavant, elle faisait appel aux possibilités d'expérimenter dans des laboratoires souterrains étrangers. La connaissance spécifique sur le site de Bure est donc relativement récente et les E&R devront y être poursuivies pendant le temps nécessaire.

L'échéance de 2025 est subordonnée à l'acceptation de la demande d'autorisation de création d'un stockage profond (DAC) qui sera instruite en 2015. Ce dossier devra permettre de préciser ce qui manquera encore, en termes d'E&R, pour aboutir en 2025 conformément à la loi.

La Commission a réaffirmé sa position auprès de l'Andra, selon laquelle les données géologiques, hydrogéologiques et géophysiques doivent jouer un rôle primordial dans la délimitation de la zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) où pourrait être implanté le futur centre de stockage souterrain. La Commission souligne que la possibilité de prendre des décisions par étape est subordonnée au niveau de connaissances acquis, notamment pour la mise en œuvre de la réversibilité.

L'ingénierie minière doit prendre une place croissante au sein du projet HAVL, confirmée par l'arrivée à l'Andra de personnes spécifiquement de cette compétence ; cependant il n'a pas encore été exposé à la Commission des options concrètes de techniques minières, de modes de creusement des galeries et des alvéoles, de soutènement, voire au niveau du stockage des propositions pour des engins et des modes de transport des pondéreux, des colis et des conteneurs.

L'acquisition des données et la modélisation, ainsi que l'explicitation des contraintes liées au génie minier sont indispensables pour préciser les incidences sur la sûreté et la réversibilité.

¹ Haute activité à vie longue.

² Moyenne activité à vie longue.

D'ici à la fin 2009, des décisions importantes doivent être prises. Pour son évaluation scientifique, la Commission a besoin de disposer en temps utile de l'ensemble des données. La Commission souhaite donc que lui soient exposés avant fin 2009 :

- ❖ La définition retenue de la réversibilité avec les options techniques envisagées pour sa mise en œuvre et son cadre chronologique. A cet égard, la Commission apprécie favorablement que l'Andra aborde le problème de la réversibilité en le développant dans un cadre international.
- ❖ Le modèle d'inventaire de dimensionnement (Mid) à établir fin 2009 et qui sera inclus dans la DAC. Le Mid fera connaître aux populations concernées ce que l'on propose de placer dans le stockage géologique. La Commission s'inquiète de la lenteur d'élaboration des spécifications des colis finaux destinés au stockage profond, notamment ceux issus de la reprise des déchets anciens de Cadarache et de Marcoule. Hors du contexte normalisé des colis de la Hague, elle met en garde contre une situation où l'incertitude existant sur la compatibilité entre le site de stockage en attente de définition et le conditionnement final gèlerait les progrès dans la résolution du problème posé.
- ❖ Le détail des éléments qui conduisent au choix de la Zira où pourrait être implanté le futur centre de stockage souterrain. La Commission note que l'Andra lui a présenté une synthèse des acquis récents. Toutefois, elle souhaite que lui soient fournies les données de base récemment acquises en géologie et géophysique, qui doivent jouer un rôle primordial dans la sélection de la Zira.

La Commission regrette que les études socio-économiques restent encore embryonnaires et que l'on ne dispose toujours pas du coût réel d'un stockage et de son impact sur l'économie locale.

II

▪ Les déchets de faible activité mais à vie longue

Pendant la période 2008-2009, l'Andra a engagé des négociations avec les collectivités locales pour trouver des sites candidats à l'examen de faisabilité d'un stockage de déchets FAVL³. A la demande du Ministre d'Etat chargé de l'écologie, de l'énergie et du développement durable, la Commission a examiné les dossiers que lui a remis l'Andra en décembre 2008 et a transmis au Ministre d'Etat un avis en janvier 2009. La Commission considère que l'Andra a utilisé au mieux les données peu abondantes actuellement disponibles. Cependant, en l'absence d'informations plus précises sur les propriétés des roches des sites envisagés, on ne peut être certain qu'ils présenteront les qualités nécessaires à un stockage de tels déchets FAVL dans des conditions sûres. *In fine*, c'est une première évaluation de la sûreté, à partir des données acquises en forages et des données géophysiques, qui permettra de décider de la qualité des sites retenus.

▪ La gestion des autres déchets radioactifs

En ce qui concerne les déchets miniers, la Commission estime que les efforts de recherche sont principalement nécessaires sur l'étude du comportement à très long terme des anciens sites miniers comportant des résidus d'uranium qui sont un type particulier de déchets de faible activité à vie longue.

³ Déchets de faible activité à vie longue.

▪ La séparation - transmutation des éléments radioactifs à vie longue

Depuis les lois de 1991 et de 2006, les E&R sur la séparation-transmutation se sont développées, en particulier au CEA, dans une logique de progrès continu couvrant peu à peu plusieurs domaines dont il ne faut pas sous-estimer l'unité.

Les E&R concernent d'une part les systèmes nucléaires de 4^{ème} génération qui doivent permettre le multirecyclage des actinides et promouvoir une filière industrielle innovante de 4^{ème} génération, sûre et acceptable par les populations ; d'autre part, elles préparent et soutiennent le développement des installations indispensables à la séparation des actinides et à la fabrication des combustibles d'alimentation des réacteurs et de transmutation.

La loi prévoit de faire en 2012 un point sur les perspectives industrielles des différentes filières de 4^{ème} génération qui comprennent les réacteurs à neutrons rapides (RNR) et les systèmes dédiés ADS⁴. Elle prévoit également la mise en exploitation, en 2020, d'un prototype d'une installation RNR de 4^{ème} génération (Astrid)⁵. Dans le prolongement de son rapport n° 2 où elle s'alarmait du manque de moyens d'irradiation par des neutrons rapides, la Commission considère que la réalisation d'Astrid sera notre seule chance d'irradiation par RNR pour les E&R de séparation-transmutation.

Les scénarios dont on dispose actuellement montrent l'intérêt qu'il y aurait à transmuter l'américium seul et à privilégier le concept de couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM) qui présente l'avantage de ne pas dégrader la sûreté du réacteur RNR.

III

Compte tenu du calendrier très tendu fixé par la loi, et du contexte international en rapide évolution, les E&R doivent dès maintenant se concentrer :

- ❖ sur le projet Astrid ;
- ❖ sur la séparation de l'américium ;
- ❖ sur le concept de transmutation en CCAM.

La Commission considère que tout retard dans l'affectation des moyens humains et financiers nécessaires au programme Astrid compromettrait l'évaluation de 2012 et la disponibilité du prototype en 2020, toutes deux prévues par la loi du 28 juin 2006. Les recherches menées dans d'autres secteurs que les réacteurs à neutrons rapides innovants refroidis au sodium ne doivent pas conduire à disperser les moyens.

Enfin, la Commission attend une évaluation quantitative de l'impact de la séparation-transmutation sur le stockage géologique profond qui pourrait être important. Les E&R sur ce sujet sont loin d'être à la hauteur de cette attente ; elles doivent être approfondies.

⁴ Accelerator Driven System ; les systèmes sous-critiques dédiés à la transmutation sont pilotés par accélérateur ADS et comportent trois éléments : un accélérateur linéaire, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

⁵ Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration : nom qui a été donné au prototype de réacteur rapide refroidi au sodium prévu dans la loi du 28 juin 2006, à l'échéance de 2020.

Au plan international

Au plan international, les collaborations entre laboratoires de recherche ainsi que l'avancement des travaux en Suède et en Finlande, assurent à l'Europe un rôle pionnier en matière d'E&R pour le stockage des déchets radioactifs. Les E&R effectuées en France se situent parmi les meilleures en Europe. Mais l'exemple international montre également que des expériences de longue durée restent nécessaires pour qualifier un concept de stockage adapté au Callovo-Oxfordien et sélectionner les technologies qui résulteront des résultats scientifiques obtenus.

Concernant les nouvelles filières pour la transmutation et les E&R associées en séparation-transmutation, la France a aujourd'hui une position de premier plan. Cependant, dans un contexte international orienté vers des filières de 4^{ème} génération reposant sur des réacteurs à neutrons rapides, avec notamment plusieurs projets de prototypes à échéances rapprochées, la France doit clairement définir ses priorités et mettre en œuvre les moyens nécessaires pour ne pas perdre son rang.

AVANT-PROPOS

La période de septembre 2008 à juin 2009 est la 2^{ème} année de plein exercice de la CNE2⁶ ; elle fait l'objet du présent rapport. De fin juin à octobre 2008, la Commission a présenté le rapport n° 2 à différentes instances, au premier rang desquelles l'OPECST et les départements ministériels. Une délégation de la Commission s'est également rendue à Bar-le-Duc pour présenter ce travail aux membres du Clis de Meuse/Haute-Marne.

* * *

Pour préparer son rapport n° 3, la Commission a suivi la même méthode de travail que l'an dernier. Procédant à 12 auditions⁷ d'une pleine journée chacune, ainsi qu'à des réunions complémentaires, les douze membres de la Commission, tous bénévoles, ont entendu 102 personnes de l'Andra, du CEA et du CNRS, mais également des institutions universitaires et industrielles, françaises et étrangères. A ces auditions qui regroupaient en moyenne une cinquantaine de personnes, assistaient également des représentants de l'Autorité de sûreté nucléaire, d'Areva, d'EDF, de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire et de l'administration centrale.

La Commission a tenu une réunion avec l'Autorité de sûreté nucléaire ; elle a rencontré le COSRAC qui lui a présenté ses travaux.

Pour préparer ce rapport, la Commission a tenu cinq réunions internes dont une de 5 jours en séminaire résidentiel.

Les membres de la Commission se sont rendus au Centre d'études nucléaires de Mol en Belgique. Ils ont visité les usines Georges Besse (I et II en construction) d'Areva à Pierrelatte et un certain nombre des installations des Centres du CEA, à Cadarache et à Marcoule. Par ailleurs, la Commission a participé à un atelier organisé par le Forum sur la « Confiance des parties prenantes » de l'OCDE/AEN à Bar-le-Duc en avril 2009.

La Commission a reçu des documents⁸ des organismes qu'elle a auditionnés. Pour compléter son information, plusieurs de ses membres ont participé à des conférences internationales⁹.

* * *

Dans son rapport n° 2, la Commission a décrit le contexte dans lequel elle travaillait et les principales échéances. Elle n'y revient pas.

La période de septembre 2008 à juin 2009 a été une période de transition. Aucune échéance scientifique décisive n'était prévue, excepté la production fin 2008 des rapports inscrits dans le décret du PNGMDR.

⁶ Cf. la liste des membres en annexe I.

⁷ Cf. la liste des thèmes d'auditions en annexe II.

⁸ Cf. la liste des documents en annexe III.

⁹ Cf. les résumés ou comptes-rendus des participations dans l'annexe 18 du tome 2 du présent rapport.

L'an dernier la Commission avait restreint son évaluation aux études et recherches (E&R) sur les déchets à vie longue et sur la séparation-transmutation des actinides. Cette année encore, ces domaines restent au cœur de l'évaluation en raison des enjeux qui leur sont attachés. En 2009, des décisions sont à prendre pour les stockages géologiques : études sur des sites potentiels pour les FAVL ; choix de la Zira¹⁰ du stockage géologique profond des déchets HAVL. En 2012, de façon très rapprochée, des orientations seront à prendre pour déterminer le cahier des charges du futur prototype de réacteur rapide de 4^{ème} génération et des installations associées.

Dans le chapitre 1 du présent rapport, la Commission note les avancées ou le statu quo dans les E&R consacrées aux stockages des déchets HAVL, MAVL et FAVL. Elle aborde également les problèmes de gestion des sources scellées, des résidus miniers et des déchets tritiés. Enfin, la Commission donne un éclairage sur les progrès et difficultés qu'elle perçoit en matière d'E&R en socio-économie de la gestion des déchets.

Le deuxième chapitre permet à la Commission de discuter les E&R en séparation-transmutation et leur relation avec la conception des nouvelles filières de réacteurs.

Le dernier chapitre est consacré à un panorama international des E&R ; il vise à mieux situer les orientations et le niveau des recherches en France.

* *
*

¹⁰ Zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie.

Chapitre 1

STOCKAGES ET ENTREPOSAGES

1.1. STOCKAGE PROFOND DES DÉCHETS HAVL¹¹ ET MAVL¹²

Dans son rapport n° 2, la Commission avait posé un ensemble de questions concernant l'inventaire des déchets à stocker et les propriétés physiques de la couche du Callovo-Oxfordien : déformations différées du massif rocheux, processus de désaturation-resaturation à la paroi des galeries, impact de la production d'hydrogène, formation d'une zone endommagée à la paroi (EDZ), processus de migration-diffusion des radionucléides dans le massif rocheux, ingénierie, réversibilité et surveillance, modèle hydrogéologique.

La Commission avait également demandé que les critères de choix de la Zira soient explicités et fondés en premier lieu sur les données géologiques qui sont importantes pour le fonctionnement et la sûreté du stockage.

Les réponses que la Commission a pu recevoir témoignent de la grande différence d'avancement des études entreprises.

1.1.1. Inventaire

Le modèle d'inventaire de dimensionnement (Mid) (cf. annexe 1) pour la préparation de la demande d'autorisation de création d'un stockage profond (DAC) doit être établi avant la fin de 2009. Outre les déchets anciens de la défense, les déchets considérés sont principalement ceux des 58 réacteurs REP en fonctionnement et d'un réacteur EPR en cours de construction. La préparation de cet inventaire est conduite au sein d'un comité de pilotage qui comprend l'Andra, le CEA, EDF, Areva et des représentants de l'autorité publique.

Dans le détail, le Mid n'est pas encore stabilisé. Les dernières modifications prennent en compte les nouveaux déchets issus du démantèlement de Superphenix, l'évolution de nouveaux conditionnements pour certains combustibles usés, les boues restantes qui ne seront pas bitumées, la reprise de fûts anciens de bitume, et des déchets de structure des assemblages des réacteurs UNGG.

De nouveaux scénarios de dimensionnement ont été établis :

- ❖ le scénario de retraitement qui implique le retraitement de tous les combustibles, mais diffère le retraitement du Mox jusqu'au lancement des futurs réacteurs à neutrons rapides ;
- ❖ le scénario de dimensionnement dans lequel le scénario de retraitement est étendu pour tenir compte d'un allongement de la durée de vie du parc actuel, avec une augmentation des quantités de déchets, choisie par convention de 50 % ;
- ❖ le scénario alternatif dans lequel la production d'électricité avec les réacteurs existants est arrêtée après 40 ans d'exploitation.

¹¹ Haute activité à vie longue.

¹² Moyenne activité à vie longue.

Le modèle d'inventaire de dimensionnement de 2009 donnera une nomenclature des colistypes de déchets différente de celle du Dossier 2005 ; il donnera également leurs caractéristiques ; il sera complété en 2010. En prévision de la DAC, l'Andra émettra en 2014 un « Projet de spécifications d'acceptation des colis de stockage » et en 2025 pour la mise en service éventuelle du stockage, les « Spécifications d'acceptation » et les premiers agréments (cf. annexe 2). La DAC ne couvrira que les déchets pour lesquels des projets de spécifications d'acceptation en stockage auront été préparés pour 2014.

La Commission s'inquiète de la lenteur avec laquelle ces spécifications sont élaborées.

Elle attend la version 2009 du Mid pour se prononcer sur la nécessité de poursuivre ou d'entreprendre des E&R couvrant le comportement de tous les colis destinés au stockage profond.

Concernant un possible stockage profond dans la couche du Callovo-Oxfordien de Meuse/Haute-Marne, la Commission observe aussi qu'est apparue la notion nouvelle de « ressource rare » en sites de stockage. A cet égard, la Commission estime nécessaire de préciser cette notion et que la DAC de 2015 définisse explicitement les déchets qui pourront être stockés, en incluant une stratégie éventuelle de gestion des déchets anticipant sur des productions futures.

1.1.2. Programme de l'Andra dans le laboratoire de Meuse/Haute-Marne

En 2015, le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne, mis en service en 2004, aura effectivement fonctionné une dizaine d'années, soit moins que bon nombre de laboratoires étrangers. En cas de décision favorable en 2015, les E&R devront donc être activement poursuivies pendant la période allant de 2015 à 2025.

Le programme de l'Andra a été construit en deux phases, la première allant jusqu'en 2009, la seconde couvrant la période 2010-2012. Les premiers résultats des essais dans le laboratoire souterrain (désaturation-resaturation, comportement thermique, étendue de la zone oxydante à la paroi du massif, rôle des bactéries, pression d'entrée des gaz) sont prévus pour le 3^{ème} trimestre 2009. Le présent rapport ne peut donc dresser un bilan de l'état d'avancement du programme ; il concerne surtout les essais en laboratoire de surface et les efforts de modélisation et de calcul. Ce bilan est commenté dans l'annexe 3.

Par rapport aux questions posées dans le rapport n° 2, les problèmes de désaturation-resaturation font l'objet d'une préparation soignée de l'essai prévu dans le laboratoire souterrain. La production d'hydrogène par corrosion dans le massif a fait l'objet d'un effort important dans les domaines de la modélisation numérique et de la détermination de la pression d'entrée de gaz. Le programme d'ingénierie paraît bien organisé ; il fournit déjà des pistes d'amélioration intéressantes.

Concernant l'étude des propriétés mécaniques et hydromécaniques couplées, un programme de tonalité fondamentale a été lancé ; il vise à relier les propriétés observables à grande échelle aux mécanismes à l'œuvre à plus petite échelle ; c'est une orientation que la Commission approuve. En revanche, l'utilisation de modèles de comportement, notamment mécaniques, est indispensable pour préparer les essais envisagés dans le laboratoire souterrain et conduire les calculs de prévision du comportement à moyen terme pour l'étude de la réversibilité et le dimensionnement des ouvrages ; pour assurer cette tâche, l'Andra ne semble pas disposer de

modèles stabilisés et confortés par la comparaison avec les résultats d'observation en place déjà disponibles. Depuis les résultats intéressants obtenus lors de l'essai effectué dans la niche, on n'a pas l'impression d'un progrès significatif dans l'identification et la modélisation des différents effets qui contribuent aux déformations (à court terme ou différées) observées. De façon générale, l'articulation entre les programmes de simulation, d'ingénierie et le programme scientifique proprement dit paraît fonctionner de manière très inégale.

La Commission recommande que, pour le jalon 2009, soit présenté un bilan de l'état des modélisations destinées aux calculs prévisionnels qui identifie, s'il y a lieu, les domaines dans lesquels ces modélisations sont en l'état actuel les moins solidement établies. La Commission recommande également que les aspects thermiques et chimiques soient incorporés rapidement dans les programmes.

▪ **Problèmes géomécaniques**

Les problèmes de géomécanique posés par la réalisation, l'exploitation, puis la fermeture d'un stockage dans la couche d'argilite du Callovo-Oxfordien vers 500 m de profondeur sont de plusieurs natures.

Du point de vue du génie civil classique, l'expérience accumulée depuis cinq ans dans les galeries du laboratoire souterrain est incontestablement favorable. En comparaison de nombreux tunnels, profonds ou non, qui soulèvent des problèmes difficiles de tenue des terrains – que l'on sait d'ailleurs souvent bien traiter – les galeries dans la couche du Callovo-Oxfordien ne posent pas de difficultés particulières de construction.

Mais un ouvrage permettant une éventuelle réversibilité du stockage de déchets radioactifs présente des exigences supplémentaires :

- ❖ possibilité de retirer des colis pendant la phase d'ouverture ;
- ❖ dimensionnement des revêtements qui limite la présence de matériaux exogènes, aciers ou bétons ;
- ❖ estimation précise du développement de l'EDZ qui pourrait jouer un rôle de court-circuit pour les mouvements d'eau ou de gaz ; examen des conditions dans lesquelles cette zone pourrait se cicatriser ;
- ❖ à très long terme, description du comportement thermo-mécanique de la roche et de l'évolution du stockage, du devenir des colis et de la migration de radionucléides.

La Commission a souligné à diverses reprises la difficulté de cette entreprise : l'échelle de temps à considérer est sans commune mesure avec celle qui intéresse les travaux usuels de génie civil et une simple extrapolation des résultats et des méthodes classiques ne sera pas suffisante pour asseoir une démonstration convaincante.

Les premiers travaux du groupement de laboratoires portent sur la modélisation des phénomènes fondamentaux susceptibles, à diverses échelles d'espace, de contribuer au comportement thermo-hydro-mécanique des argilites, à court et à long termes. Les premiers résultats portent sur la formulation d'une loi de comportement qui agrège les mécanismes élémentaires du comportement aux échelles du feuillet, de l'agrégat d'argile, puis du milieu composite intégrant les fractions carbonatées ou silteuses, en conditions saturées ou non. Ces travaux mettent en œuvre des techniques avancées de changement d'échelle.

Le comportement différé (fluage) est examiné au moyen de techniques analogues ; il existe encore à ce stade des différences sensibles d'approche entre les différentes équipes.

La démarche donne l'impression d'un foisonnement d'idées auxquelles manque encore une organisation d'ensemble. Après le bilan des expérimentations réalisé dans le Dossier 2005, un tableau synthétique du programme expérimental permettrait de se convaincre qu'on a couvert l'ensemble des questions importantes. Toutefois la Commission, qui a souligné à diverses reprises que les prévisions de long terme devaient s'appuyer sur une compréhension des mécanismes fondamentaux, ne peut qu'approuver le point de vue adopté. Il faut laisser à cet effort de recherche le temps nécessaire pour qu'il puisse déboucher sur des conclusions bien établies.

En revanche, on ne dispose pas de descriptions du comportement mécanique qui permettent de faire des prévisions quantitatives fiables quant aux évolutions à moyen et long termes. La Commission souligne que c'est un handicap important pour les études d'ingénierie, la conception des scellements ou l'analyse de la réversibilité.

▪ **Scellements**

Le problème des scellements illustre la difficulté de l'absence d'une loi fiable du comportement mécanique à long terme. La zone fracturée et endommagée, engendrée par le creusement - dont on se doute qu'elle évoluera ultérieurement sous l'effet de la désaturation, du fluage de la roche, de la modification de la pression de pore, des altérations physico-chimiques, des variations de la température et de la pression des gaz engendrés - constitue un court-circuit potentiel de la barrière géologique. Très tôt, l'Andra a identifié ce problème et a conduit des expérimentations souterraines à caractère préliminaire, mais qui manifestaient bien l'intérêt porté à ce thème. De nouvelles expérimentations sont prévues avant 2015, mais la Commission a déjà demandé qu'on tire parti de la période actuelle pour faire un bilan critique de la position théorique du problème qui paraît beaucoup trop rudimentaire, ainsi que de ses implications technologiques.

La Commission renouvelle cette demande déjà formulée à plusieurs reprises.

▪ **Ventilation et désaturation, expérimentation SDZ**

La ventilation des ouvrages souterrains entraîne la circulation permanente d'air plus ou moins sec pendant toute la période qui s'étend de la création à la fermeture des alvéoles ou des galeries. L'introduction de cet élément exogène est une des perturbations majeures apportées au milieu naturel souterrain. Son effet principal est de désaturer le massif, au moins au voisinage des galeries. La pose d'un revêtement ne fait que retarder quelque peu le phénomène.

A long terme, la désaturation peut retarder durablement le retour de l'eau vers les ouvrages : après arrêt de la ventilation, c'est la perméabilité du massif, très faible, qui détermine la vitesse de resaturation du massif, de sorte que celle-ci peut n'être acquise qu'après des siècles, en retardant d'autant le contact entre l'eau et les colis, ce qui est vraisemblablement un avantage. Du point de vue de la sûreté, le rôle de la désaturation est complexe et il semble qu'il soit trop tôt pour décider si ce phénomène doit être contrôlé, et dans quel sens.

L'expérimentation de ventilation contrôlée, dite SDZ, doit permettre de mesurer la désaturation globale, d'en apprécier les effets hydriques et hydrauliques dans le massif ainsi que les conséquences mécaniques à l'échelle de la galerie d'essai.

L'expérimentation a fait l'objet de simulations numériques préalables visant à dimensionner l'essai, notamment pour préciser la position des capteurs, et à effectuer des prévisions qui seront confrontées aux résultats des essais. C'est une démarche que la Commission approuve. L'EDZ est simulée par un milieu poreux continu équivalent ; sa réponse aux sollicitations hydriques est très rapide en raison de sa forte perméabilité. Le couplage mécanique devrait être introduit prochainement.

L'expérimentation SDZ paraît susceptible de fournir un ensemble de données de bonne qualité. Elle présente toutefois par nature quelques limites. D'une part, les phénomènes hydriques sont fortement couplés aux phénomènes mécaniques, de sorte que la qualité de l'interprétation dépendra de l'état d'avancement de la modélisation mécanique qui est encore incertain. D'autre part, ces phénomènes sont rapides tant qu'ils affectent l'EDZ et beaucoup plus lents au-delà, de sorte qu'on manquera d'une validation directe des calculs qui établissent qu'à long terme les effets de la désaturation au-delà de l'EDZ resteront modestes. Enfin, la même difficulté liée à la durée de l'essai interdit de vérifier les hypothèses relatives à la resaturation après fermeture. La possibilité d'une prolongation de l'essai au-delà de son terme prévu (2010-2011) devrait être envisagée.

▪ Génération de gaz

Des quantités importantes d'acier (revêtements, colis, chemisages) sont utilisées puis laissées dans le stockage lors de sa fermeture. Après celle-ci, le milieu environnant redevient rapidement réducteur mais la présence d'eau permet une corrosion et la formation lente d'hydrogène. Celui-ci est évacué par diffusion à travers la porosité de l'argilite mais le processus est très lent – c'est la contrepartie de la très faible perméabilité du massif – et la pression de l'hydrogène dans les alvéoles et galeries peut atteindre un niveau élevé susceptible de micro-fracturer le massif. Par ailleurs, la formation de gaz peut retarder le retour de l'eau du massif vers les galeries et alvéoles ; elle peut aussi influencer sur le fonctionnement des scellements. L'ensemble de ces phénomènes n'est pas très bien connu même s'ils jouent un rôle important pour d'autres formes de stockage souterrain (stockage de gaz naturel et de CO₂).

La Commission avait encouragé l'Andra à accroître les connaissances, à valider les modèles et à confronter ses résultats à ceux obtenus dans d'autres pays.

De ce dernier point de vue, l'Andra a participé à l'élaboration d'un programme européen, Forge¹³, consacré aux problèmes posés par les transferts de gaz. Le programme comporte une analyse de l'état de la prise en compte, dans les études de sûreté, du gaz ainsi engendré, du terme source gaz, du rôle des barrières ouvragées, de l'EDZ et de la zone saine ; il vise à améliorer les modèles phénoménologiques et numériques.

La Commission considère que ce programme européen et la part importante qu'y prend l'Andra créent des conditions de progrès significatifs.

¹³ Fate of repository gases : programme pour d'améliorer la connaissance des processus de transfert de gaz dans les principaux matériaux présents dans les différents concepts de stockages (cf. annexe 16 – tome 2).

Plus généralement, l'Andra s'appuie sur un groupement de laboratoires qui a pour objectif de caractériser le comportement au gaz (diffusion et écoulement de Darcy généralisés) des matériaux du stockage, argilite, béton, bentonite et interfaces, en relation avec le programme européen Forge.

La Commission apprécie favorablement les orientations du programme de l'Andra sur la génération de gaz. Les modélisations conduites sont ambitieuses et donnent une image beaucoup plus précise et détaillée des phénomènes. Elle souhaite que le programme débouche sur une synthèse qui inclut s'il y a lieu les essais effectués en forage et donne lieu à des publications scientifiques. Plus encore que dans d'autres domaines, la validation des résultats doit être au centre des préoccupations, car les phénomènes décrits n'ont guère d'analogues naturels. Dans ce sens, la Commission observe que certains des problèmes posés ne sont pas sans relation avec ceux soulevés par d'autres utilisations du sous-sol, existantes ou en projet, et qu'une certaine convergence des résultats relatifs à ces diverses applications en renforcerait la crédibilité ; elle approuve que la démarche adoptée par l'Andra soit ouverte vers l'extérieur.

▪ Options de conception et architecture

A échéance de 2009, il est prévu par l'Andra une révision des options de conception du stockage telles qu'elles étaient présentées dans le Dossier 2005. Les relations entre cette révision et les choix d'options de sûreté et de réversibilité sont très fortes.

Le Dossier 2005 n'avait envisagé qu'à grands traits la sûreté du stockage en exploitation. Le projet prend progressivement un caractère plus industriel qui implique une description plus détaillée des options techniques.

Dans ces domaines, l'Andra a conduit des activités de collaboration internationale significatives et soutenues, notamment à travers le programme européen ESDRED¹⁴ dans l'animation duquel l'Agence a joué un rôle de premier plan.

La révision concerne deux grands thèmes, l'architecture générale et l'architecture interne du stockage. L'annexe 4 permet de commenter des éléments importants de ce dossier, en attente des nouvelles options.

La Commission approuve l'effort de l'Andra pour explorer différentes options de conception et d'architecture, notamment en relation avec la réversibilité. Elle rappelle que le souci de réversibilité ne doit en aucun cas conduire à dégrader la sûreté à long terme. Dans cette optique, la Commission souhaite que les choix d'ingénierie reposent sur une bonne articulation entre la sûreté en fonctionnement, la sûreté à long terme et la réversibilité. Cette articulation reste à définir.

¹⁴ Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs : programme pour démontrer la faisabilité technique, à l'échelle industrielle, des activités menées pour construire, exploiter et fermer un site géologique.

La Commission attire également l'attention sur les installations de surface. Celles-ci n'ont pas été présentées à la Commission. Elles devraient bénéficier a priori de technologies déjà connues et éprouvées. Pendant la majeure partie de la période d'ouverture du stockage, ces installations proches du public présenteront des enjeux très importants du point de vue de la sûreté. Cette remarque serait renforcée si les installations de surface devaient comporter un entreposage d'attente de plusieurs décennies, pour les déchets exothermiques par exemple.

1.1.3. Modélisation géologique du site de Meuse/Haute Marne

Lors des auditions de l'année 2008-2009, l'Andra a présenté une synthèse de son modèle géologique incluant les nouvelles données recueillies au cours de la campagne 2007-2008. A cette occasion, la Commission n'a pu prendre connaissance de façon détaillée des données intégrées aux présentations et n'a été que peu informée sur les méthodes employées pour leur interprétation. Au vu de cette synthèse, on peut certes retenir des avancées positives mais un complément d'information est nécessaire.

La Commission demande que l'Andra lui présente, avant la publication de la Zira, les résultats des mesures effectuées en 2007-2008 sur les sondages et par les méthodes géophysiques de surface ou de sub-surface.

▪ Le modèle géologique conceptuel

Dans son dossier 2005, l'Andra avait présenté un modèle géologique conceptuel très élaboré du site de Meuse/Haute-Marne. Ce modèle avait permis de définir une zone de transposition d'environ 250 km² sur laquelle les propriétés de la couche hôte du Callovo-Oxfordien pouvaient être espérées homogènes. En 2007 et 2008, conformément aux objectifs de l'échéance 2009, l'Andra a cherché à conforter ce modèle en réalisant des reconnaissances plus détaillées sur la zone de transposition. Ces études étaient destinées à identifier une « zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie » (Zira), de l'ordre de 30 km², laissant une latitude suffisante pour implanter un stockage profond en tenant compte des diverses contraintes à la surface du sol.

Fort de l'expérience acquise pour la préparation du Dossier 2005 et tenant compte des remarques des évaluateurs, l'Andra a avancé dans trois domaines :

- ❖ le modèle sédimentologique de la couche hôte du Callovo-Oxfordien et de sa couverture d'Oxfordien calcaire ;
- ❖ le contexte sédimentaire des encaissants supérieurs (Oxfordien calcaire) et inférieurs (Dogger) de la couche hôte ;
- ❖ le schéma structural régional dont la connaissance fournit le cadre de la compréhension du régime de fracturation des roches.

Ces nouvelles connaissances ont été acquises au moyen de techniques d'investigation éprouvées et validées au cours du programme précédent : une importante campagne de forages complémentaires, le traitement de profils sismiques anciens et nouvellement acquis, des levés géologiques sur le terrain. L'interprétation des nouvelles données s'appuie sur plusieurs thèses de doctorat.

La présentation détaillée en est faite à l'annexe 5. Les conclusions de l'Andra sont indiquées ci-dessous.

L'Andra conclut à la très grande homogénéité sédimentaire de la formation hôte du Callovo-Oxfordien ; elle précise que le centre géométrique de cette couche se place au sein d'une unité très argileuse proche du maximum d'argilosité de la séquence sédimentaire médiane.

L'Andra a entrepris une étude détaillée des faciès sédimentaires de la couverture calcaire du Callovo-Oxfordien. Cette connaissance améliorée n'a pas d'impact sur l'évaluation de l'aptitude au confinement de cette formation, car l'Andra place l'Oxfordien calcaire en dehors de la formation hôte, même lorsqu'il présente des propriétés pétrophysiques très voisines du Callovo-Oxfordien comme c'est le cas au niveau du laboratoire souterrain. Par contre, cette nouvelle connaissance vient confirmer le caractère hétérogène de l'encaissant supérieur et la présence en son sein d'horizons poreux distribués sur l'ensemble de la zone de transposition qui confèrent à la couverture un caractère aquifère.

Une grande partie de la connaissance sur l'encaissant inférieur est en cours d'acquisition grâce à l'interprétation des données du forage profond EST433, implanté au centre de la zone de transposition, qui a traversé l'ensemble des formations secondaires jusqu'au Trias inférieur.

En incluant les nouvelles campagnes de sismique-réflexion de 2007-2008, l'Andra dispose à présent, sur la zone de transposition, d'un réseau de lignes sismiques sur une longueur cumulée d'environ 300 km avec un maillage de l'ordre de 3 km. Ces données ont fait l'objet d'une interprétation ou d'une réinterprétation avec des techniques 2D. L'Andra en tire les conclusions suivantes :

- ❖ des failles secondaires sont mises en évidence uniquement dans le nord de la zone de transposition ;
- ❖ ces failles sont dites secondaires car elles ont une faible extension dans la mesure où elles ne recoupent que rarement deux profils sismiques parallèles ;
- ❖ elles ne sont visibles que dans le Trias ou parfois le Lias mais jamais dans le Dogger et *a fortiori* jamais dans le Callovo-oxfordien.

Outre les résultats de la sismique, des levés géologiques de terrain ont permis de mieux cartographier les failles de direction N150 connues dans la zone dite de fracturation diffuse située au sud de la zone de transposition. Il est montré que plusieurs de ces failles traversent les failles majeures du fossé de Gondrecourt ; cette information fournit les arguments pour une interprétation géodynamique régionale qui attribue à ces failles, apparues au moment de la phase de compression pyrénéenne, un rôle d'amortisseur lorsqu'elles ont pu rejouer plus tardivement au moment de la phase de distension oligocène. Cette configuration a ainsi protégé la zone nord de la fracturation, ce qui explique le calme structural constaté dans la zone de transposition.

Dans l'attente d'une présentation des données brutes, la Commission considère que l'Andra a renforcé la connaissance du référentiel géologique au cours de l'année 2007-2008. Les interprétations présentées ont conclu à l'homogénéité structurale et sédimentaire du Callovo-Oxfordien et à l'absence de failles importantes dans cette formation sur la zone de transposition. Cependant un contrôle devra être obtenu par sismique 3D sur la zone qui aura été retenue comme Zira.

▪ La modélisation hydrogéologique conceptuelle

Conformément aux attentes des évaluations du Dossier 2005, le modèle conceptuel hydrogéologique de secteur a notablement progressé sur la base des nouvelles investigations de 2007-2008. Ceci a été atteint grâce au raffinement du modèle géologique et aux données piézométriques apportées par quatorze nouveaux forages. Les principaux éléments nouveaux sont les suivants :

- ❖ le rôle aquifère de l'Oxfordien calcaire en couverture de la couche hôte est confirmé sous l'effet de l'interconnexion hydraulique des différents niveaux poreux qui y ont été identifiés. La structure piézométrique de cet aquifère est maintenant bien connue montrant une alimentation par les zones d'affleurement au sud-est et un drainage vers les vallées de la Marne et de la Meuse ;
- ❖ au-delà de la limite sud de la zone de transposition, la zone de fracturation diffuse est un secteur de circulation souterraine privilégiée ;
- ❖ le Dogger sous-jacent à la formation hôte a été reconnu par cinq nouveaux forages sur le secteur ; ceux-ci ont révélé un caractère nettement plus aquifère de cette formation que ce qui ressortait des connaissances antérieures avec des transmissivités localement élevées mais hétérogènes. La piézométrie a également été affinée ; une structure en dôme drainée vers la Marne et vers la Meuse a été mise en évidence. Elle se substitue à la structure en plateau, de direction d'écoulement imprécise, qui prévalait auparavant ; cette situation n'est-elle pas un indicateur du rôle hydraulique joué par la faille de la Marne en profondeur ?
- ❖ l'absence de failles se développant dans le Dogger sur la zone de transposition milite pour une absence d'échanges hydrauliques entre le Dogger et l'Oxfordien à travers des discontinuités ; ceci est corroboré par des compositions chimiques différentes des eaux entre les deux formations ;
- ❖ la mesure du niveau piézométrique du Trias observé dans le forage profond fait apparaître un niveau inférieur à celui du Dogger. La salinité des eaux du Dogger n'est donc pas le résultat d'un processus actuel de communication hydraulique avec le Trias.

Sur le plan régional, l'Andra a tenu compte des souhaits des évaluateurs en améliorant la représentation géométrique des failles majeures du Bassin de Paris pour simuler leur rôle hydraulique et de ce fait rendre plus réaliste la détermination des conditions aux limites du modèle hydrogéologique de secteur.

La Commission considère que des progrès importants ont été faits dans la conceptualisation de l'hydraulique souterraine à l'échelle du secteur encadrant la zone de transposition. Ces améliorations portent sur la morphologie des encaissants aquifères de la formation hôte, sur la structure des écoulements souterrains et des conditions aux limites pour ces deux encaissants et sur les valeurs des paramètres d'écoulement. Des informations nouvelles ont été recueillies sur la chimie des eaux du Dogger. Elles devraient permettre d'apporter des contraintes au modèle d'écoulement. La Commission sera attentive au développement de la compréhension des données géochimiques dont pourra ainsi bénéficier le modèle hydrogéologique.

La Commission note que peu de résultats ont été tirés du forage profond au Trias, sans doute en raison du temps nécessaire aux études pour qu'elles puissent aboutir.

▪ Le modèle hydrogéologique numérique

L'Andra a confié à l'Université de Neuchâtel la réalisation du modèle hydrogéologique numérique. Les concepts de base du modèle élaboré par l'IFP¹⁵ pour le Dossier 2005 ont été repris en tenant compte des commentaires des évaluateurs. Ces commentaires portaient essentiellement sur la mise en cohérence du modèle régional intégrant l'ensemble des systèmes aquifères du Bassin de Paris et du modèle de secteur Marne-Meuse, la capacité de prendre en compte le rôle hydraulique des discontinuités géologiques du Bassin de Paris, la nécessaire amélioration de la représentation des écoulements dans l'aquifère sous-jacent du Dogger et l'introduction de contraintes dans le modèle d'écoulement par la prise en compte du transfert d'indicateurs chimiques naturels.

A cette fin, l'Université de Neuchâtel a entrepris la construction d'un modèle unique rassemblant la problématique de secteur et la problématique régionale. Une reprise des données géologiques a été entreprise pour corriger la géométrie des couches afin de mieux représenter le tracé et le rejet des failles majeures ; la paramétrisation des coefficients hydrodynamiques du modèle 2005 a été révisée en assurant le raccordement entre la région et le secteur.

La Commission considère que l'Andra a engagé avec l'Université de Neuchâtel une démarche de modélisation hydrogéologique qui répond à l'ensemble des commentaires formulés sur ses approches précédentes et qui met à contribution les meilleures méthodes et outils disponibles à l'heure actuelle parmi la communauté scientifique. Cependant, la tâche pour parvenir au but reste importante et l'on peut penser qu'elle ne sera pas achevée pour l'échéance 2009 ; ceci d'autant plus qu'elle devra intégrer des résultats d'études non encore abouties portant notamment sur l'interprétation des acquis du forage profond sur la zone de transposition. Dans la mesure où ces études hydrogéologiques sont nécessaires à l'analyse de sûreté qui sera jointe au dossier 2015 (DAC), ce retard n'est pas grave et n'affecte pas le choix de la Zira.

12

1.1.4. Réversibilité et observation-surveillance

La loi du 28 juin 2006 institue le principe du stockage réversible en couche géologique profonde. La demande de son autorisation de création doit être instruite en 2015 ; sous réserve de cette autorisation, le centre sera mis en exploitation en 2025.

La loi a prévu que le Parlement soit saisi à deux reprises :

- ❖ en 2016, pour fixer les conditions de réversibilité ;
- ❖ ultérieurement, pour autoriser la fermeture éventuelle du stockage.

¹⁵ Institut français du pétrole.

Par vocation, un stockage souterrain potentiellement définitif engage les travaux vers une phase séculaire d'installation et d'exploitation suivie d'une phase de contrôle puis de fermeture. Depuis les années 90, le Parlement a introduit la possibilité de réversibilité, sous réserve qu'elle ne compromette pas la sûreté des installations de stockage. C'est dans ce contexte que l'Andra développe ses E&R afin de proposer un processus qui permette à chaque étape, soit de passer à l'étape suivante, soit de faire une pause, soit de revenir à l'étape précédente.

Différents pays (Suède, Finlande, Royaume-Uni, Etats-Unis) ont introduit de nouveaux concepts tels que « prise de décision par étapes » et « démarche itérative » dans lesquels la progression vers la fermeture définitive se fait par étapes.

La notion de réversibilité reste une notion imprécise, sujette à interprétations variées. La réflexion sur cette notion est loin d'être arrivée à maturité. L'Andra se retrouve dans la situation délicate de devoir proposer à elle seule des solutions à un problème qui ne sera vraiment défini qu'une fois ses propositions formulées et évaluées. Sur ce sujet, au croisement des exigences techniques (la sûreté du stockage) et sociétales (la réversibilité), il convient de maintenir une grande rigueur dans la définition des concepts proposés et discutés.

En 2008-2009, l'Andra a progressé sur les deux volets, technique et socio-économique, de son activité transverse concernant la réversibilité du stockage. En matière de réversibilité, s'agissant d'une exigence principalement issue d'une demande sociale diffuse, l'Agence se retrouve investie d'une mission plus large que celles plus exclusivement techniques qui lui étaient dévolues jusqu'ici. Elle s'y consacre activement ; elle renforce son expertise socio-économique ; elle cherche à former ses cadres au dialogue avec les parties prenantes et a engagé des recherches sur le contenu sociétal de la réversibilité. L'Andra anime au sein de l'AEN une réflexion internationale dans ce domaine. Enfin, elle se préoccupe également, ce dont la Commission se félicite, d'engager une procédure d'échanges avec l'OPECST.

13

Sur le fond, l'Andra continue de prendre en compte le même triptyque de motivations sociétales :

- ❖ pouvoir retirer les colis en cas de problème, tout en réduisant les risques via l'ensemble des contrôles des colis, en amont de la mise en stockage ;
- ❖ préserver la liberté de choix des générations futures si de meilleurs moyens émergeaient pour réduire la dangerosité des déchets ou si les déchets devenaient une ressource (seuls étant mis en stockage des déchets considérés ultimes, aux conditions technico-économiques du moment) ;
- ❖ agir de façon prudente sur un sujet complexe qui engage pour très longtemps.

Sur le plan opérationnel, la démarche adoptée se concentre sur la définition d'options techniques liées à la conception du stockage et sur l'élaboration de propositions relatives au processus décisionnel de gestion du stockage. De nouvelles solutions techniques ont été mises au point pour les déchets HAVL (nouvelle conception de la tête d'alvéole pour faciliter d'éventuelles opérations de retrait, mise en place d'un obturateur mécanique étanche dans l'attente du scellement) et MAVL (ventilation passante, nouvelles options de manutention). Ces E&R sont complétées par celles engagées sur le programme d'observation-surveillance des installations souterraines (cf. annexe 6).

L'élaboration d'une échelle internationale de la réversibilité a progressé grâce aux discussions au sein d'un groupe de travail coordonné par l'AEN. Pour l'instant, la nouvelle version proposée

par l'Andra retient 5 niveaux correspondant à une difficulté croissante de retour au colis primaire de déchets et à des degrés de décision mieux identifiés :

- ❖ niveau 1 : conditionnement des colis primaires en colis de stockage ; entreposage en surface ;
- ❖ niveau 2 : exploitation du stockage (colis de stockage facilement récupérables) ;
- ❖ niveau 3 : exploitation du stockage (remblaiement partiel qui nécessite, pour un retrait de colis de stockage, des travaux préparatoires) ;
- ❖ niveau 4 : après fermeture du stockage, les colis de stockage sont encore récupérables après travaux miniers ;
- ❖ niveau 5 : stockage fermé fonctionnant en sûreté passive ; si les colis sont altérés les déchets peuvent néanmoins être retirés par exploitation minière.

En France, les passages au niveau 2 (création du stockage) et au niveau 4 (fermeture du stockage) ne pourraient intervenir qu'après le vote d'une loi ; les décisions de passage intermédiaire seraient en cohérence avec le réexamen décennal par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) ; ces dispositions ménageraient ainsi les possibilités de consultation locale.

Comme l'Andra s'y est engagée, la Commission prendra connaissance avec intérêt des résultats annoncés pour juin 2009 des études en cours concernant « l'analyse phénoménologique des situations de stockage en exploitation, en incluant la réversibilité et des chronogrammes glissants ». On attend de cette analyse un argumentaire convaincant, à intégrer dans le dossier 2009, sur les durées possibles de réversibilité aux différents niveaux de l'échelle proposée et sur les facteurs techniques limitants qui les déterminent.

1.1.5. Problématique du choix de la Zira

Le PNGMDR a chargé l'Andra de proposer au Gouvernement d'ici à fin 2009 « une zone d'intérêt restreinte propice à l'implantation d'un stockage sur laquelle seront mises en œuvre des techniques d'exploration approfondies ». La Zira dont la superficie serait d'une trentaine de km² concerne au premier chef la zone d'implantation des installations souterraines du stockage ; elle sera située au sein de la zone de transposition de 250 km². A la Zira pourront être associées une ou plusieurs zones d'implantation des installations de surface (ZIIS) dont la localisation sera définie en interaction avec l'aménagement du territoire.

Dans son rapport n° 2 la Commission avait souligné que le critère déterminant du choix de la Zira devait être la qualité géologique. En mars 2009, l'Andra a présenté une revue des contraintes d'ordre géologique (cf. annexe 7). Elle ne s'exprime pas sur le choix de la Zira et se borne à conclure qu'au vu des résultats de la campagne de reconnaissance 2007-2008, il n'apparaît pas de critères géologiques discriminants pour choisir une zone particulière au sein de la zone de transposition. Cependant, l'Andra remarque que, d'une part, dans un souci de maximiser la sûreté post-fermeture du stockage, les contraintes portant sur le gradient hydraulique et l'épaisseur de la couche hôte peuvent être pris en considération et que, d'autre part, dans le but d'optimiser les conditions d'exploitation, les contraintes de pendage et de profondeur de la couche sont également à prendre en compte.

L'Andra a indiqué son intérêt pour un accès des déchets au lieu de stockage par une descenderie ; cette disposition autoriserait un certain éloignement entre Zira et ZIIS dans la mesure où elle permettrait théoriquement de privilégier la qualité du sous-sol pour l'implantation du stockage et des critères d'aménagement du territoire pour l'implantation de la ou des ZIIS.

La Commission considère que l'Andra semble disposer à présent de tous les éléments scientifiques pour proposer une Zira au sein de la zone de transposition. Pour compléter son évaluation, elle souhaite qu'avant le choix de la Zira, l'Andra lui présente le détail des données géologiques et géophysiques disponibles pour la zone de transposition et qui seront la base du choix de la Zira.

Par ailleurs, la Commission recommande que l'implantation des ZIIS et leur destination soient bien précisées au moment de la présentation du choix.

1.2. STOCKAGE DES DÉCHETS FAVL¹⁶

Dans le cadre des investigations de l'Andra pour la recherche d'un site de stockage de déchets FAVL, la Commission a entendu l'Andra sur sa conception des stockages FAVL et analysé sa note de synthèse sur le contexte géologique des communes candidates.

Par lettre datée du 23 décembre 2008, le Ministre d'Etat chargé de l'écologie, de l'énergie et du développement durable, a demandé à la Commission de porter une appréciation sur la méthodologie d'analyse retenue par l'Andra, notamment au regard des recommandations de la Commission formulées dans son rapport n° 2. La Commission a remis son avis le 16 janvier 2009 ; les points marquants figurent à l'annexe 8-A du présent document. Depuis cette date, sur ce dossier, il n'y a pas eu d'avancées portées à la connaissance de la Commission.

Les recommandations faites par la Commission dans son rapport n° 2 au vu des études génériques, visant à rechercher une formation argileuse d'une épaisseur suffisante de l'ordre de 100 m permettant une implantation des ouvrages à une profondeur de l'ordre de 100 m pour assurer la protection du public, ont pour l'essentiel été prises en considération par l'Andra. Ceci va amener l'opérateur à développer une ingénierie minière adaptée à une telle profondeur.

La Commission renouvelle sa recommandation que soient évalués tous les aspects d'une telle installation et ceux d'une option où l'on accueillerait tout ou partie des déchets « graphites » dans le stockage HAVL/MAVL.

En outre, la Commission rappelle la nécessité de préciser les incertitudes sur l'inventaire radiologique des déchets afin qu'on puisse s'assurer de la validité des options de stockage qui seraient retenues. Ce point est d'autant plus important qu'il est apparu au cours de l'année 2008 la possibilité d'ajouter à l'inventaire une part de déchets bitumés.

¹⁶ Faible activité et à vie longue.

1.3. DÉCHETS MINIERS, TRITIÉS, ET HISTORIQUES ; SOURCES SCELLÉES

1.3.1. Gestion des résidus miniers

L'article 4 de la loi de 2006 et l'article 10 du décret du PNGMDR du 16 avril 2008 font obligation à Areva d'établir pour fin 2008 un dossier portant sur « un bilan de l'impact à long terme des sites de stockage des résidus miniers d'uranium et la mise en place d'un plan de surveillance renforcée de ces sites ». Ce dossier sera évalué par l'ASN. Areva a présenté à la Commission les E&R qu'elle conduit depuis 1993 pour envisager la gestion à long terme des stockages de résidus miniers. L'annexe 9 présente dans le détail ces E&R au regard des caractéristiques des sites.

Les résidus miniers résultent du traitement chimique du minerai d'uranium. Ils ont été stockés dans des sites spécialement aménagés à proximité des usines de traitement. Ils se différencient des stériles qui n'ont pas subi de traitement chimique et sont pour l'essentiel restés au voisinage des sites d'extraction.

La Commission considère que les résidus miniers sont un type particulier de déchets de faible activité contenant des radionucléides à vie longue. L'analyse de leur comportement à long terme ne peut se faire que par une modélisation qui doit prendre en compte les aspects spécifiques de chacun des sites de stockage et le comportement géochimique des résidus. Celle-ci doit s'appuyer sur des mesures complémentaires aux simples mesures de surveillance et sur des inventaires détaillés par site. Areva a engagé plusieurs E&R dans ce sens et a entrepris des mesures appropriées sur les stockages et dans l'environnement. Areva étudie également des procédés pour améliorer les mesures correctives en vue de la protection de l'environnement.

La Commission recommande que ces E&R soient poursuivies, voire amplifiées selon les sites qui constituent chacun un cas particulier. Elles doivent clairement apparaître comme le support scientifique d'un dossier «Après mines» d'Areva. Ce dossier devra permettre d'identifier parmi les actions d'Areva celles qui relèvent de la protection, à très long terme, de l'environnement.

1.3.2. Gestion des déchets tritiés

L'article 4 de la loi de 2006 et l'article 9 du décret PNGMDR du 16 avril 2008 imposent au CEA d'établir, avant la fin de 2008, un dossier sur les solutions d'entreposage des déchets tritiés produits ou à venir. Ce dossier sera évalué par l'ASN. Le CEA a présenté à la Commission l'essentiel des E&R en soutien de ce dossier. L'annexe 10 présente la problématique de la gestion des divers déchets tritiés et les solutions envisagées par le CEA.

Le tritium n'est pas un radionucléide de grande dangerosité. La Commission considère que la gestion des déchets tritiés, telle qu'elle est pratiquée et telle que le CEA l'envisage, ne nécessite pas de grands développements pour des E&R nouvelles. Toutefois, compte tenu de la mobilité du tritium dans l'environnement et de l'augmentation significative des quantités cumulées de tritium qui seront rejetées dans le futur, la Commission attire l'attention sur la nécessité de montrer qu'on dispose d'une compréhension satisfaisante des mécanismes de marquage de l'environnement et d'incorporation du tritium par l'homme.

1.3.3. Gestion des déchets du CEA

La Commission s'est interrogée dans son rapport n° 2 sur l'optimisation de la gestion des déchets MAVL autres que ceux issus du retraitement actuel ; elle a recommandé que les producteurs de déchets, l'Andra et les pouvoirs publics examinent cette question. En effet, parce qu'il s'agit de déchets anciens souvent mal caractérisés, ou ayant évolué, cette gestion peut être complexe et difficile. L'annexe 11 traite de la gestion des déchets du CEA et notamment des colis d'enrobés dans le bitume de boues d'effluents de l'usine UP1 de Marcoule ; ceci donne un exemple des difficultés rencontrées.

La Commission souligne l'effort actuel de gestion mené par le CEA ; elle prend acte que le CEA et l'Andra cherchent à optimiser la gestion des déchets anciens MAVL, en particulier des 60 000 fûts de bitume de Marcoule.

La Commission souligne que la publication de spécifications pour les colis destinés au stockage permettra aux producteurs de déchets de prévoir un conditionnement optimal définitif. Elle met en garde contre une situation où l'incertitude existant sur la compatibilité entre le conditionnement des colis et le site de stockage en attente de définition, gèlerait tout progrès dans la résolution du problème posé.

1.3.4. Gestion des sources scellées

L'article 4 de la loi de 2006 et l'article 8 du décret du 16 avril 2008 ont confié à l'Andra l'étude de « procédés permettant le stockage des sources scellées usagées (au-delà de 10 ans après leur fabrication, selon le code de la santé) dans des centres existant (CSFMA¹⁷) ou à créer (stockages FAVL et HAVL) ». Cette étude a été remise aux pouvoirs publics fin 2008 ; elle a été présentée à la Commission en 2009.

Il existe un cadre réglementaire de récupération des sources usagées qui *in fine* devrait conduire l'Andra à récupérer les innombrables sources mises en circulation en France depuis 1901. Ces sources ont renfermé d'abord du radium 226, puis des radionucléides artificiels.

Les sources proviennent de fabricants, français et étrangers, qui sont en principe tenus de reprendre celles qu'ils ont fabriquées. La diversité des sources tient à la nature et à l'activité des radionucléides ainsi qu'à leurs formes et dimensions imposées par les très nombreuses utilisations auxquelles elles se prêtent (recherche, industrie, médecine, usages banalisés).

L'inventaire actuel des sources dressé par l'Andra avec l'aide de l'IRSN et des fabricants/détenteurs montre que les sources qui ont été les plus utilisées sont loin d'être toutes récoltées parmi les milliers à millions qui ont été fabriquées ; ces sources concernent des usages très variés et répandus (détecteurs de fumée, parasurtenseurs, paratonnerres, objets luminescents, objets au radium). Elles renferment des radionucléides à vie longue (américium 241, radium 226) ou courte (tritium, strontium 90).

En revanche, les sources d'usage plus restreint (stimulateurs cardiaques à plutonium 238, irradiateurs à cobalt 60 et césium 137, sources de neutrons), contenant des radionucléides à vie courte ou à vie longue, sont inventoriées.

¹⁷ Centre de stockage des déchets de faible et moyenne activité, situé à Soulaines (Aube).

Le critère qui permet le stockage des sources au CSFMA (déchets FMAVC¹⁸, 15 %) est la limite d'activité (LAS) lors de la banalisation de l'ouvrage. Les LAS sont fondées sur des scénarios de récupération et d'utilisation selon la dimension des sources. Ce critère est aussi appliqué pour un stockage à faible profondeur de sources considérées comme déchets FAVL (83 %) relevant d'un SCR¹⁹ ou d'un SCI²⁰.

L'Andra a ainsi identifié les filières de stockage pour chaque type de source selon ses caractéristiques (forme, période, activité, puissance thermique, nature chimique). Certaines filières comportent un entreposage de décroissance et/ou un traitement destructif pour conditionnement (sources liquides ou gazeuses). Seules les sources les plus actives à vie longue ou exothermiques à vie courte (2 %) sont destinées au stockage avec les déchets HAVL. L'Andra récupère aussi les objets familiaux au radium.

Le travail réalisé par l'Andra relève de la méthodologie classique des analyses de sûreté ; le conditionnement des sources, s'il est nécessaire, relève de procédés connus pouvant être adaptés. L'étude conduite par l'Andra est complète. Elle ne fait pas apparaître le besoin de recherches particulières.

1.4. ELÉMENTS SUR LES ASPECTS SOCIO-ÉCONOMIQUES

La loi du 28 juin 2006 a pris acte que toute décision concernant la gestion des déchets radioactifs passera nécessairement par la concertation avec le public et par une procédure impliquant de nombreuses parties prenantes. Sous cette dénomination, on inclut les organismes de gestion des déchets, les organismes producteurs de déchets, l'Autorité de sûreté, les collectivités locales, les élus et les experts. La loi a inscrit la nécessité d'un regard sur les dimensions sociétales et économiques de la question des déchets radioactifs.

La problématique des déchets nucléaires renvoie ainsi d'une part à des champs de la connaissance scientifique et technique, d'autre part à ceux très diversifiés réunis sous le vocable « socio-économie » (économie, sociologie, éthique, droit, anthropologie, psychologie etc.).

1.4.1. Aspects économiques

Pour l'instant, en matière d'économie liée à la gestion des déchets nucléaires, la Commission n'a pas eu de dossiers à évaluer, tant côté Andra que côté CEA. La Commission avait signalé dans son précédent rapport la nécessité d'obtenir des informations précises sur ces questions.

Au cours des auditions, certaines informations ont certes été apportées par l'Andra ou par le CEA, mais la Commission estime qu'il faut aller plus loin dans l'examen spécifique des questions économiques et sociales. Cette année, il n'a pas été possible d'identifier l'existence d'un travail important sur les questions économiques liées aux projets actuels (coûts d'un stockage, impact du coût de gestion des déchets sur le coût du kWh, externalités, impact sur la balance commerciale, impact sur l'économie régionale etc.) ou futurs (coûts des installations pour la mise en œuvre de la transmutation, financements, etc.). Pourtant des études seraient à

¹⁸ Faible et moyenne activité à vie courte.

¹⁹ Stockage sous couverture remaniée.

²⁰ Stockage sous couverture intacte.

explorer, voire à susciter, auprès de différentes institutions concernées ou compétentes (Andra, Areva, CEA, Cour des comptes, EDF, Ministères...), même s'il est apparu difficile de solliciter les acteurs du nucléaire sur ce thème, compte tenu des enjeux commerciaux.

1.4.2. Aspects sociologiques

Dans ce domaine, il n'a pas été possible non plus de distinguer, au-delà de quelques initiatives ponctuelles, un travail important, de fond, sur les questions sociétales. L'analyse présentée dans le rapport n° 2 de la Commission reste toujours valable. Comme les questions sociétales renvoient à l'humain et au croisement « sciences dures » et « sciences humaines et sociales », elles sont difficiles à cerner : quels sont les acteurs ? Que faut-il étudier et évaluer ? Comment ? Cet aspect est mieux pris en compte à l'étranger (Suède, Belgique, Canada) ; mais il semble extrêmement difficile à mettre en œuvre en France. Les premiers programmes identifiés^{21,22}, encore embryonnaires, méritent qu'on leur accorde des moyens leur permettant de se développer.

Si des actions existent en matière de dialogue et de débat avec le public, il convient de ne pas se méprendre en la matière : l'information et la concertation sont des outils indissociables du pilotage d'un projet technique de grande ampleur et de son insertion locale, mais elles ne sont pas la réponse à des besoins d'E&R en socio-économie. Au passage, soulignons la complexité de maniement de tels outils dans la mesure où « information et concertation », compte tenu des différences entre acteurs, experts et citoyens, peuvent produire de faux consensus, loin du but recherché.

Ce n'est donc pas seulement en communiquant qu'on progressera sur la compréhension des mécanismes sous-jacents aux relations entre la société et la gestion des déchets nucléaires.

En définitive, la Commission considère que pour l'instant cet aspect n'a pas été pris en compte en France à la hauteur des enjeux pressentis ; elle constate qu'il y a une vraie disproportion entre le volet des E&R scientifiques et techniques et le volet des études sociologiques, dans son acception étendue.

La Commission souligne ci-dessous les résultats de quelques travaux de l'AEN et de l'Andra sur ces questions.

1.4.3. Rappel de quelques résultats des travaux réalisés sous l'égide de l'AEN

Parmi les nombreux enseignements tirés des groupes de travail internationaux²³ qui se sont penchés sur la question des attentes de la société en matière de déchets radioactifs, certains directement tirés des travaux réalisés sous l'égide de l'AEN sont à souligner de façon particulière.

²¹ Programme Alien (l'Allemagne comme laboratoire d'idées sur l'énergie nucléaire) du programme Pacen du CNRS.

²² Programme d'études sociologiques de l'Andra.

²³ Rapport OCDE 2006 ; NEA n° 5297.

Notamment, l'AEN considère que les conditions préalables à la confiance sont :

- ❖ d'établir une relation claire entre le recours à l'énergie nucléaire et la nécessité de gérer de façon sûre des déchets ;
- ❖ de définir clairement et avec précision l'envergure du programme (origine, type et quantité de déchets, type d'installation etc.).

Par ailleurs, l'AEN revient à diverses reprises sur les processus de concertation et de décision. Elle souligne que, depuis les années 1990-2000, les questions du public ont pris de plus en plus de place dans la formulation et la mise en œuvre de solutions à long terme pour la gestion des déchets radioactifs. La concertation est devenue un maître mot de cette gestion. L'information est apparue insuffisante ; la participation réelle du public aux décisions s'est avérée cruciale²⁴.

Les processus de concertation doivent être itératifs donnant à tous les acteurs le temps d'étudier et de peser les intérêts en jeu et les solutions. Ces processus sont l'occasion d'un important apprentissage mutuel. Il s'agit de privilégier une approche par étapes de décisions ; à des étapes prédéfinies, diverses formes de contrôle par la société sont possibles, permettant de revenir sur des décisions antérieures ou de les modifier quand cela est possible.

In fine, pour l'AEN, l'enjeu est d'apporter les connaissances approfondies, d'entériner l'influence des parties intéressées et d'accroître la confiance dans les acteurs institutionnels, dans la légitimité des décisions et le soutien apporté à celles-ci. Les installations de gestion des déchets radioactifs doivent donc être conçues et aménagées en respectant les valeurs et intérêts des collectivités locales.

Pour l'AEN, ceci implique que trois piliers sont nécessaires pour construire la confiance :

- ❖ la sûreté qui est du domaine de l'expertise ;
- ❖ la participation qui implique que le public ait pu acquérir une culture suffisante sur le nucléaire ;
- ❖ le développement local.

L'AEN²⁵ souligne également la nécessité d'inclure à tout projet en matière de gestion des déchets radioactifs :

- ❖ une dimension économique, notamment en exposant les méthodes de financement garantissant la couverture des coûts à payer, même dans un avenir lointain ;
- ❖ une dimension sociale et éthique, d'importance aussi grande que les questions techniques ; en précisant que « un équilibre doit être obtenu entre ce qui est *souhaitable* du point de vue éthique à l'échelle locale et les *impératifs* éthiques à l'échelle nationale ».

²⁴ Rapport AEN/OCDE 1993 "Public Participation in Nuclear Decision Making".

²⁵ Rapport AEN/OCDE 1996 ; "Informing the Public about Radioactive Waste Management".

1.4.4. Programme PIC (information et concertation) de l'Andra

La loi donne à l'Andra un rôle de premier plan dans l'information et la diffusion de la culture scientifique et technologique dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs. Au-delà des E&R scientifiques et techniques de sa responsabilité, il importe qu'une démarche d'analyse et d'actions liées à la communication, l'information et la concertation, soit présente dans son programme et favorise la participation du public.

Le programme PIC de l'Andra présenté à la Commission s'inscrit clairement dans une telle démarche. Dans l'approche de la réversibilité par un processus décisionnel par étape, l'Andra propose également un processus itératif qui vise à faciliter l'adhésion et la participation.

Pour analyser ce programme, il faudra progressivement pouvoir approfondir les questions soulevées par les parties prenantes, même si ces questions ne relèvent pas à proprement parler des disciplines scientifiques et techniques classiques.

La Commission s'interroge sur le positionnement de ce programme par rapport aux recommandations de l'AEN.

1.4.5. Aspects socio-économiques particuliers au site de Meuse/Haute-Marne

Le « Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde », édité par l'Autorité de sûreté nucléaire, fixe pour objectif fondamental d'un stockage profond la protection de la santé des personnes et de l'environnement. Pour atteindre cet objectif, il précise un critère et un principe. D'une part, les doses efficaces individuelles calculées lors des études de sûreté ne doivent pas excéder, dans la situation de référence, la valeur de 0,25 mSv/an. D'autre part, le concept retenu pour le stockage doit permettre de maintenir l'impact radiologique au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de la connaissance scientifique acquise, de l'état des techniques et des facteurs économiques et sociaux. Ce critère chiffré et ce principe général sont complémentaires. Le critère chiffré, indépendant de la roche-hôte et du site choisis, de l'architecture de stockage et de l'inventaire stocké, présente un caractère générique. Il est évidemment assez rudimentaire et ne peut être utilisé indépendamment d'une appréciation d'ensemble de l'étude de sûreté. Il doit être entendu comme un garde fou visant à écarter ou modifier profondément, à divers stades de son avancement, un projet qui présenterait un risque manifeste de ne pas satisfaire l'objectif fondamental poursuivi. Le principe général, quant à lui, concerne à l'évidence un site concret pour lequel un niveau d'études et de recherches suffisant a déjà été atteint, de sorte qu'une estimation crédible de ses performances et de son coût ait pu être conduite.

Dans le cas d'un éventuel stockage profond réversible dans la couche du Callovo-Oxfordien de l'Est de la France, on dispose déjà de premières indications, notamment grâce au Dossier 2005 préparé par l'Andra. Ce dossier propose un schéma de fonctionnement d'ensemble du système de stockage. Les calculs établissent que, pour l'inventaire de déchets stockés précisé par la loi de 2006, les doses efficaces individuelles calculées pour la situation de référence seraient inférieures de deux ordres de grandeur environ à la référence de 0,25 mSv/an. Pour d'autres inventaires, intégrant les combustibles usés, les doses seraient plus grandes tout en ne dépassant pas la dose limite indiquée ci-dessus. En revanche, la Commission n'a pas pu obtenir une première estimation raisonnablement fiable du coût du stockage.

Néanmoins ces deux grandeurs – dose efficace individuelle calculée et coût du stockage –, accompagnées du dossier d'ensemble qui précise la façon dont elles ont été obtenues, sont des données importantes pour le débat public prévu par la loi. Elles constituent des termes essentiels du contrat que notre société passera avec elle-même à cette occasion, notamment quant au niveau souhaitable de sûreté pour les travailleurs, le public et les générations futures, et quant aux dépenses consenties pour assurer ce niveau de sûreté.

La Commission considère qu'il est indispensable que les E&R nécessaires soient conduites pour que les éléments du débat soient disponibles de manière précise, complète et transparente.

1.4.6. Réflexions de la Commission

La gestion des déchets nucléaires soulève un certain nombre de questions d'ordre socio-économique :

- 1) des questions liées à l'évaluation des coûts des sites de stockage et d'entreposage : coûts directs monétaires liés à la construction du site, coûts sur le long terme liés à la surveillance des sites ; impacts de ces coûts sur le prix de revient actuel et projeté du kWh nucléaire ;
- 2) des questions liées aux retombées socio-économiques de la gestion de ces déchets (ce que les économistes appellent des « externalités » positives ou négatives) : impacts sur l'emploi local, retombées fiscales pour les collectivités territoriales concernées, impacts sur les paysages et la valeur du foncier bâti et non bâti, effets sur le tourisme ; et aussi impact sur la balance commerciale (via les possibilités de recyclage et de transmutation) ;
- 3) des questions liées au financement de ces opérations : en France, ce sont les producteurs de déchets qui doivent en financer le stockage, via divers mécanismes prévus par le législateur. Il importe de connaître en détail le mécanisme des provisions et la façon dont ces provisions sont gérées ;
- 4) des questions de type sociétal liées à l'acceptabilité sociale du nucléaire en général et à celle de la gestion des déchets en particulier ; il peut être intéressant d'expertiser la façon dont se font l'information et la communication à ce sujet, notamment l'information liée aux effets potentiels sur la santé. Il est également important d'évaluer la façon dont évolue l'acceptabilité sociale en France et dans d'autres pays.

Il existe des travaux sur ces questions, notamment dans les publications parlementaires, dans les actes publiés des diverses commissions de débats publics, dans les rapports édités par les opérateurs concernés (Andra, Areva, CEA, EDF, Cour des Comptes etc.).

Il sera néanmoins utile de faire à nouveau le point sur ces diverses questions pour analyser la façon dont elles ont évolué mais aussi pour mener des analyses comparatives avec la situation observée dans d'autres pays (Suède, Belgique, Angleterre, Etats-Unis notamment). Une attention toute particulière devra être accordée au mécanisme des provisions et à leur gestion sur le long terme. La Commission se propose de procéder à des auditions des principaux opérateurs (Andra, CEA, Areva, EDF,) sur les diverses questions mentionnées ci-dessus afin d'établir un état des lieux précis et actualisé.

La Commission recommande que des allocations de recherche soient affectées par le Ministère à l'étude des questions socio-économiques liées au recyclage et à la gestion des déchets. Il y a peu de thèses en cours sur ces questions semble-t-il, du moins sous l'angle socio-économique. Cibler quelques postes (chargés de recherche CNRS ou Maîtres de Conférences à l'Université) sur ces questions serait aussi une bonne chose.

A titre d'exemples, on indique ci-dessous des thèmes qui mériteraient d'être retenus, ces énoncés n'étant en rien limitatifs :

- ❖ étude comparative du financement, sur une longue durée, de la gestion des déchets nucléaires (France, Suède, Belgique, Angleterre, Canada, Etats-Unis) ;*
- ❖ externalités liées à la gestion des déchets : approche en termes « d'évaluation contingente » (via des enquêtes de terrain) ;*
- ❖ choix nucléaire, irréversibilité et méthode des « options réelles » ;*
- ❖ gestion des déchets nucléaires et santé : les comportements sont-ils rationnels ? Le « principe de précaution » peut-il servir de guide ?*
- ❖ la relance du nucléaire dans le monde : quel impact économique sur les déchets à stocker, quelles solutions durables du point de vue environnemental ?*

La Commission approuve les efforts déployés par l'Andra pour intégrer les approches des sciences humaines et sociales dans la problématique de la réversibilité et pour y associer la communauté scientifique correspondante par différents moyens (allocations de thèses de doctorat, journées d'études, colloque interdisciplinaire de Nancy en juin 2009, préparation d'un colloque international en 2010...).

Cette approche de recherche fondamentale devra être bien articulée à la démarche de dialogue avec les parties prenantes, engagée par l'Andra sur des questions plus immédiates, et l'aider à mieux formuler les questionnements correspondants. Elle gagnera à associer progressivement les industriels (Areva, EDF, GDF-Suez) et les institutions nucléaires (CEA, ASN, IRSN etc.).

Chapitre 2

SÉPARATION-TRANSMUTATION

Le programme d'études et recherches (E&R) sur la séparation-transmutation, mené par le CEA et ses partenaires, est construit suivant trois objectifs à atteindre d'ici à 2012 pour être au rendez-vous fixé par la loi :

- ❖ évaluer, sur l'ensemble du cycle, les apports mais aussi le coût et les détriments potentiels d'une transmutation des actinides à vie longue ;
- ❖ mettre au point les modalités de sa mise en œuvre c'est-à-dire les procédés de séparation, de préparation des combustibles, les dispositifs de transmutation et de recyclage ;
- ❖ disposer d'éléments d'appréciation des conditions de mise en œuvre à l'aide d'études de scénarios de déploiement et d'analyses coût/bénéfice.

La Commission souhaite souligner la qualité des travaux qui lui ont été présentés.

Dans le présent chapitre, la Commission reviendra à diverses reprises sur la double nécessité, d'une part de tenir le calendrier du prototype de réacteur rapide Astrid²⁶ sans lequel l'ensemble du programme de séparation-transmutation se trouvera compromis, d'autre part de maintenir un haut niveau d'exigences en matière d'innovation pour promouvoir une filière industrielle française de 4^{ème} génération, sûre et acceptable par les populations, qui permette le multirecyclage des actinides.

24

2.1. SÉPARATION-TRANSMUTATION

La stratégie de séparation-transmutation est envisagée pour un parc futur, comprenant des réacteurs de 3^{ème} génération (réacteurs à neutrons thermiques modérés à l'eau pressurisée, REP et EPR) et de 4^{ème} génération (réacteurs à neutrons rapides, RNR), qui remplacerait progressivement le parc actuel. Elle permettrait de changer la nature des déchets de haute activité en réduisant significativement la quantité des éléments radioactifs à vie longue dans les déchets ultimes et plus spécifiquement en retirant les actinides mineurs (neptunium, américium et curium). La question est de savoir si cela est industriellement possible. La démarche suivie pour répondre à cette question consiste à examiner, sur les plans scientifique et technologique, comment transmuter ces éléments. Cela implique obligatoirement de pouvoir les séparer plusieurs fois, car il faudra les recycler. La question corollaire est d'examiner quel impact aurait la séparation-transmutation sur le stockage de déchets ultimes dont le contenu en actinides mineurs serait considérablement amoindri.

En priorité, on se préoccupe de transmuter les actinides mineurs, soit les noyaux plus lourds que l'uranium formés en réacteurs par capture de un ou plusieurs neutrons (américium, curium, neptunium), car leur durée de vie se compte en milliers voire en millions d'années. Au bout de

²⁶ Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration : nom qui a été donné au prototype de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, prévu dans la loi du 28 juin 2006 à l'échéance de 2020.

plusieurs centaines d'année, la contribution des produits de fission à l'inventaire de la radiotoxicité des déchets a décri notablement.

Il est également important de garder à l'esprit que les E&R sur la séparation-transmutation s'adressent aux déchets de haute activité à vie longue d'un futur parc de réacteurs, et non aux déchets de haute activité à vie longue du parc actuel qui doivent aller dans le stockage profond tel que prévu par la loi.

L'an dernier le CEA avait présenté un programme de recherches cadré par la loi de 2006 et précisé dans le cadre du PNGMDR. Au cours de l'année 2008-2009, la Commission a relevé des inflexions dans les orientations affichées qui pourraient conduire à retarder certaines décisions. Les annexes 12 et 13 contiennent des commentaires plus détaillés sur les travaux présentés.

Dans le contexte de la séparation-transmutation, le prototype Astrid doit jouer un rôle central à la fois dans l'élaboration d'une filière à neutrons rapides refroidis au sodium et dans le soutien à une stratégie de transmutation.

La Commission restera très attentive au calendrier de la réalisation du prototype Astrid et au choix d'options qui devraient le préparer à ce rôle.

2.1.1. Cadre des E&R : acteurs industriels et enjeux

Conformément à la loi de 2006, en 2012 le CEA doit « fournir un rapport d'évaluation des perspectives de différentes filières industrielles de séparation-transmutation ». La loi de 2006 invite à ne pas évaluer les E&R du seul point de vue de la recherche mais à les inscrire dans leur contexte technico-économique. La Commission a donc demandé à EDF et à Areva les enjeux qui étaient les leurs en matière de transmutation et comment ils voyaient son développement. Leurs réponses ont été faites dans l'esprit d'une « renaissance du nucléaire ».

▪ EDF

L'appréciation qu'a portée EDF sur la transmutation a semblé extrêmement réservée. EDF considère que le renouveau éventuel du nucléaire se traduira par l'installation massive de réacteurs de 3^{ème} génération et perçoit donc les réacteurs de la génération suivante comme d'éventuels concurrents technologiques et économiques. Pour EDF, la transmutation fera donc appel à une ou plusieurs filières qui n'existent pas à ce jour ; EDF contribue, avec Areva et le CEA, aux E&R sur le prototype Astrid de réacteur rapide refroidi au sodium. Un retard au déploiement industriel des RNR, repoussant ceux-ci bien après 2040, ne serait pas synonyme de difficultés pour EDF. Ce retard permettrait plutôt de consolider le retour d'expérience des EPR, technologie qu'EDF estime mature. EDF estime que la quantité d'uranium naturel nécessaire à la troisième génération de réacteurs (EPR) est disponible et rejette donc l'argument du besoin de la ressource pour recourir aux réacteurs de 4^{ème} génération. EDF rappelle les lourds efforts auxquels il a dû consentir pour satisfaire aux contraintes de sûreté, d'exploitation, de cohérence et de performance du cycle, de compétitivité économique et de gestion des déchets, pour les réacteurs de 2^{ème} et 3^{ème} génération ; des efforts au moins de même ampleur seront nécessaires pour passer à la 4^{ème} génération. EDF veillera donc à ce que l'éventuel développement des réacteurs rapides refroidis au sodium ne pénalise pas le cycle du combustible des réacteurs à eau pressurisée (REP et EPR). Toutefois, le retraitement des Mox usés, nécessaire pour lancer la 4^{ème} génération, est considéré comme une opération sous

contrôle, qu'EDF pourra mettre en œuvre en temps opportun. Pour EDF, l'objectif d'incinération des déchets nucléaires n'apparaît pas comme une priorité industrielle.

▪ Areva

Areva prend en compte à la fois la loi de 2006, les programmes d'E&R et les demandes du marché international. Le programme américain GNEP pourrait faire appel au procédé COEX²⁷ ou à ses évolutions éventuelles. Le marché américain d'Areva ne lui permet pas de se désintéresser des éventuelles évolutions de la séparation-transmutation du neptunium qui est mobile dans un stockage géologique en milieu oxydant comme envisagé jusqu'ici aux Etats-Unis.

Dans le contexte actuel, pour le retraitement, Areva souhaite éviter les ruptures technologiques. Sa priorité est le procédé COEX (résistance à la prolifération, améliorations de la tenue du combustible, prise en compte possible du neptunium) qui lui permet de disposer d'une offre commerciale globale, réacteur et combustible, prenant en compte très en amont les exigences de ses clients. En France, Areva privilégie le recyclage du seul américium, à cause des contraintes de radioprotection qu'entraînerait la présence du curium ; Areva souhaite donc que soit développé un procédé industriel qui enchaînerait COEX et la séparation de l'américium.

Areva a exprimé son inquiétude que les réacteurs innovants de 4^{ème} génération français arrivent trop tard sur le marché, compte tenu des réalisations en cours en Inde et en Chine.

La Commission estime que la position des industriels pour soutenir les E&R s'est précisée depuis l'an dernier. Elle prend note de la participation collaborative des acteurs, notamment au sein de la plate-forme européenne SNE-TP²⁸ que coordonne le CEA et qui examine les stratégies possibles de déploiement industriel. La Commission souhaite que les acteurs puissent trouver les moyens de concilier les exigences du calendrier et les besoins d'innovation pour le prototype Astrid.

26

2.1.2. Scénarios

Les scénarios constituent un outil incontournable pour apprécier l'impact de décisions stratégiques et techniques sur le système de production d'électricité. Ils sont à la fois contraints par les lois physiques et par les données économiques. Les scénarios fournissent le fil conducteur d'une analyse des avantages et inconvénients de la transmutation des matières fissiles.

La Commission prend acte de la mise en place d'un Comité formalisant la coordination entre les trois acteurs, CEA, Areva et EDF, et de la mise en œuvre de travaux sur les scénarios couvrant les problèmes scientifiques et techniques aussi bien que les aspects économiques.

²⁷ Extraction conjointe de l'uranium et du plutonium.

²⁸ Plateforme technologique pour l'énergie nucléaire durable ; l'objectif est de coordonner à l'échelle européenne la R&D dédiée à la fission nucléaire (7^{ème} PCRD) ; cf. annexe 13.

Des situations contrastées, allant de différentes mises en œuvre de la transmutation à l'arrêt total du nucléaire, ont été soigneusement choisies par les trois partenaires et sont d'ores et déjà analysées ; elles incluent les transitions entre parcs. Du point de vue des réacteurs et du combustible, la transition d'un parc de réacteurs à eau (3^{ème} génération) à un parc de réacteurs rapides (4^{ème} génération) est étudiée, y compris le renouvellement des usines du cycle. Par exemple, le retraitement du combustible Mox usé, précédant le déploiement de réacteurs rapides, pour produire le plutonium nécessaire s'accompagne d'une augmentation du flux d'américium à transmuter. Les inventaires massiques des actinides présents dans le cycle peuvent être stabilisés, mais les données neutroniques imposent des valeurs relativement élevées. Elles atteignent 900 t de plutonium pour un parc de RNR de 60 GWe ; il s'y ajouterait 100 t d'actinides mineurs s'ils devaient être recyclés.

Dans les scénarios approfondis étudiés, l'introduction de bases de données économiques ou la mise au point d'une méthode d'évaluation sont des étapes nouvelles. Les études économiques portent sur les investissements pendant la période de transition, de 2040 à 2110 environ, au cours de laquelle le parc passerait de réacteurs de 3^{ème} génération à des réacteurs de 4^{ème} génération. Une partie du travail actuel consiste à établir une liste d'indicateurs de comparaison entre les différents scénarios.

Le rapport final sur les scénarios est attendu fin 2011. Ces études seront essentielles pour l'évaluation de 2012.

2.1.3. Transmutation

Les actinides mineurs peuvent être transmutés dans des réacteurs à neutrons rapides (4^{ème} génération) ou dans des systèmes dédiés, dit ADS, qui couplent un réacteur à neutrons rapides sous-critique à un accélérateur. Les problèmes à résoudre sont liés à la neutronique du cœur, plus ou moins modifiée selon le mode de transmutation choisi, et à la fabrication des combustibles ou des cibles de transmutation incorporant les actinides mineurs. La question des matériaux pour réaliser ces combustibles ou ces cibles, devant résister à des irradiations à haut flux et devant être recyclés, est au premier plan des innovations nécessaires à la faisabilité industrielle de la transmutation dans ces systèmes.

Les E&R visent donc à préciser le bénéfice qu'apporterait la transmutation de chacun des actinides présents dans le combustible usé, les moyens qu'il serait nécessaire de mettre en œuvre industriellement et les étapes des E&R à faire aboutir d'ici à 2012 pour statuer sur les possibilités de poursuivre.

La transmutation des actinides mineurs était vue jusqu'ici dans un cadre assez large, non finalisé. Dans les réacteurs rapides, elle peut se concevoir en mode homogène par dilution des actinides mineurs dans le combustible ou en mode hétérogène en disposant des actinides mineurs dans des cibles.

Deux options sont actuellement envisagées : dans la première, tous les actinides mineurs (neptunium, américium et curium) sont recyclés ; dans la seconde, on ne recycle que l'américium. On discute en annexe 13 quelques arguments pour inclure ou non le curium ou le neptunium.

▪ Le recyclage homogène

En mode homogène, l'introduction des actinides dans le combustible des RNR affecte la sûreté et dégrade le fonctionnement du cœur. Pour satisfaire aux contraintes de sûreté, la teneur en actinides mineurs doit rester faible, inférieure à 3 % dans les RNR sodium. Ceci a des conséquences sur l'ensemble des installations du cycle, de la fabrication au retraitement. La télé-fabrication du combustible s'impose. La faible teneur en actinides mineurs conduit à faire appel à une large fraction, sinon à la totalité des RNR du parc, pour transmuter de façon significative l'inventaire des actinides. La manipulation et le transport du combustible neuf sont sérieusement pénalisés.

Cette option a déjà bénéficié de travaux approfondis ; elle est considérée par le CEA comme mature. Le retour d'expériences d'irradiation est particulièrement riche, puisque la plupart des expériences d'irradiation jusqu'à aujourd'hui ont porté sur un matériau relativement peu chargé en actinides mineurs. Elles constituent donc des tests de recyclage homogène.

▪ Le recyclage hétérogène

Dans une première option, certains assemblages placés au sein du cœur comportent des aiguilles cibles contenant les actinides mineurs dispersés dans une matrice inerte dont la référence est l'oxyde de magnésium. Pour atteindre un taux de transmutation significatif, ces cibles devront rester environ une dizaine d'années dans le cœur du réacteur. De nombreux résultats ont été obtenus sur des matériaux irradiés dans Phénix ou dans le réacteur russe à neutrons rapides Bor-60.

La seconde option est celle des couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM), dans laquelle ceux-ci (à une teneur de 20 % au plus) sont dispersés dans une matrice d'oxyde d'uranium placée en périphérie du cœur. Dans ce cas, le fonctionnement du cœur n'est pas perturbé par la présence des actinides mineurs. Cette option permet de travailler avec un combustible standard pour RNR. En raison de son intérêt potentiel et de la nouveauté de cette approche, elle fait aujourd'hui l'objet d'études approfondies. Des consommations d'actinides mineurs atteignant la dizaine de kg/TWhe exigeraient des temps de séjour dépassant la dizaine d'années. Contrairement à l'option précédente, l'intérêt de cette option se fonde sur une grande similitude des assemblages de couverture avec ceux du combustible standard UOX, laissant envisager la possibilité de les traiter ensemble. Un programme d'expériences se met en place avec les réacteurs à neutrons thermiques HFR²⁹ et Osiris³⁰ ; il est nécessaire d'apprécier la représentativité des irradiations en réacteurs à neutrons thermiques pour des combustibles destinés aux réacteurs à neutrons rapides.

Compte tenu de l'ensemble des études réalisées à ce jour sur les divers modes de recyclage des actinides mineurs, et prenant acte du fait que les placer en couverture du cœur du réacteur RNR n'affecte pas le fonctionnement du cœur, ni la sûreté du réacteur, la Commission recommande qu'une priorité soit donnée aux études du concept CCAM.

²⁹ Réacteur à haut flux implanté à Petten (Pays Bas).

³⁰ Réacteur de recherches implanté sur le site du CEA à Saclay.

▪ Le système hybride accélérateur-réacteur (ADS³¹)

Les réacteurs rapides électrogènes de 4^{ème} génération offrent de réelles potentialités de transmutation. Cependant, une autre possibilité serait de réaliser la transmutation dans des systèmes spécialement dédiés (ADS). Dans le cas des ADS, le réacteur à neutrons rapides est sous-critique, c'est-à-dire qu'il ne peut développer une réaction en chaîne sans un apport extérieur de neutrons ; en revanche, il peut supporter des taux élevés d'actinides mineurs. Il est couplé à un accélérateur qui fournit la source externe de neutrons.

Avec les ADS, on vise des combustibles contenant de l'ordre de 50 % d'actinides mineurs. Le programme européen Eurotrans³² est entièrement consacré aux ADS sur la période 2005-2010. Son rapport final doit aboutir au projet de conception d'un démonstrateur (XT-ADS, 70 MWth) et à son extrapolation industrielle (EFIT, 400 MWth).

Son sous-programme Demetra³³ coordonné par FZK³⁴ a permis d'aborder essentiellement les problèmes de corrosion des matériaux de structure en contact avec le métal liquide, plomb ou eutectique plomb-bismuth, sous irradiation (mesures, analyses post-irradiations de la cible Mégapie, expériences sur des boucles de plomb). Un intérêt supplémentaire de ces travaux est dû au fait qu'un réacteur rapide refroidi au plomb est aussi envisagé en Europe.

Les études concernant le couplage de l'accélérateur et du réacteur ont connu nombre de retards ; elles sont maintenant centrées sur l'expérience Guinevere qui sera réalisée auprès du réacteur Vénus du SCK•CEN³⁵ à Mol. Cette expérience, qui couple un réacteur rapide de puissance nulle à une source de neutrons, est essentielle pour la démonstration du contrôle permanent de l'état du cœur et donc pour assurer la sûreté d'un ADS. Le CEA a fourni le combustible, sous forme d'uranium enrichi à 30 % en uranium 235, et le CNRS l'accélérateur capable de générer une source de neutrons, pulsée ou continue. L'expérience commencera à l'automne 2009 ; il paraît donc exclu que ses résultats soient inclus dans le rapport final d'Eurotrans.

En 2009, l'Union européenne a approuvé un nouveau programme CDT (Central Design Team) qui doit permettre de rédiger l'avant-projet détaillé d'une installation d'irradiations en neutrons rapides, travaillant en modes sous-critique et critique. Le CNRS participe aux travaux sur l'accélérateur et le CEA aux travaux sur le combustible. Ces travaux préparent l'implantation d'un dispositif d'irradiation par neutrons rapides, Myrrha³⁶, sur le site du SCK•CEN de Mol. Les partenaires souhaitent faire de Myrrha une infrastructure de soutien européenne (analogue à celle de RJH³⁷). Sa construction pourrait être autorisée vers 2013.

La Commission prendra connaissance du rapport du programme Eurotrans qui doit être finalisé pour mars 2010.

³¹ Accelerator Driven System ; les systèmes sous-critiques dédiés à la transmutation sont pilotés par accélérateur ADS et comportent trois éléments : un accélérateur linéaire, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

³² EUROpean Research Programme for the TRANsmutation of High-Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System.

³³ DEvelopment and assessment of structural materials and heavy liquid MEtal technologies for TRANsmutation.

³⁴ Forschungszentrum Karlsruhe.

³⁵ Studiecetrum voor Kernenergie•Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire ; Belgique.

³⁶ Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications sera un réacteur sous-critique d'une puissance de ~50 MW.v.

³⁷ Réacteur de recherche Jules Horowitz en cours de construction sur le site du CEA à Cadarache.

2.1.4. Séparation

Passée la période séculaire initiale correspondant à la décroissance des produits de fission à vie courte, les principaux contributeurs à l'inventaire de radiotoxicité du combustible usé sont le plutonium et les actinides mineurs ; les produits de fission à vie longue apparaissent négligeables en regard de ceux-ci. Le mono-recyclage du plutonium est réalisé actuellement en France dans le combustible Mox.

La question est de savoir comment apprécier l'intérêt de séparer la deuxième composante des déchets : neptunium, américium, curium. Un critère supplémentaire à l'inventaire de radiotoxicité, justifiant la séparation des actinides mineurs, est celui de la puissance thermique résiduelle des colis de déchets vitrifiés qui conduit à des contraintes d'architecture pour le stockage (espacement, ventilation, emprise). Le curium a une contribution notable jusqu'à environ 100-150 ans ; au-delà, l'américium apporte la contribution dominante à la puissance résiduelle thermique des colis de verre. C'est la première raison pour laquelle les E&R en matière de séparation-transmutation du seul américium ont un poids particulier. La seconde raison est que la transmutation de l'américium seul apporte des simplifications à la totalité du cycle du combustible.

Le spectre des E&R engagées aujourd'hui en séparation est assez large. Le CEA a toujours rappelé leur flexibilité, en particulier dans les domaines de la séparation-conversion, de la fabrication des cibles et des combustibles de transmutation. Il a toujours veillé à ce que les solutions scientifiques proposées s'approchent, autant que faire se peut, de leur éventuelle mise en œuvre industrielle. Les E&R du CEA peuvent certainement être infléchies vers des priorités nouvelles qui se dégageraient, par exemple si le choix était fait de transmuter le seul américium en couvertures de RNR (concept CCAM).

Le CEA considère comme essentiel que les procédés de séparation-conversion des actinides mineurs soient adaptables aux modes de transmutation qui apparaîtront possibles. Ceux-ci sont définis à partir des résultats des scénarios qui doivent préciser les priorités entre les actinides à transmuter. Il sera alors possible de disposer d'éléments pour apprécier les conditions de mise en œuvre industrielle des procédés.

La flexibilité recherchée conduit le CEA à étudier en parallèle trois procédés :

- i) le procédé Diamex³⁸-Sanex³⁹ à la suite du procédé Purex⁴⁰ (ou Coex⁴¹), permettant d'extraire l'américium et le curium, et d'éventuellement les séparer si nécessaire,
- ii) un procédé Exam⁴², variante du précédent, qui n'extrairait que l'américium,
- iii) le procédé Ganex⁴³ séparant l'uranium d'une part et les autres actinides d'autre part.

Un effort particulier portera sur la séparation-conversion de l'américium seul. Par ailleurs, le CEA travaille dès maintenant à un programme de « consolidation des procédés », précisément pour prendre en compte la possibilité de leur mise en œuvre industrielle. Les avancées sur ces procédés et ce programme sont détaillées dans l'annexe 13 où sont également rappelés les programmes réalisés à l'étranger.

³⁸ DIAMide Extraction : procédé de séparation des lanthanides+actinides mineurs, des produits de fission.

³⁹ Séparation des Actinides par Extraction : procédé de séparation des lanthanides et des actinides mineurs.

⁴⁰ Plutonium Uranium Refining By Extraction : procédé hydrométallurgique de séparation de l'uranium et du plutonium.

⁴¹ Procédé de co-extraction de l'ensemble des actinides mineurs.

⁴² Extraction de l'AMéricium.

⁴³ Extraction groupée des transuraniens.

Tous les procédés de séparation étudiés par le CEA reposent sur une méthode commune, comportent des opérations unitaires communes et sont fondés sur l'utilisation d'un minimum de réactifs chimiques, communs autant que possible à tous les essais. Cela confère, en cohérence avec l'objectif que le CEA s'est fixé, la flexibilité nécessaire aux E&R. Celles-ci sont, pour partie, intégrées dans les programmes du 7^{ème} PCRD Euratom. Le calendrier des essais est défini pour les années à venir. Dans ce domaine, il est important de rappeler le rôle fondamental que joue l'installation Atalante à Marcoule.

A l'échéance de 2012, des résultats tangibles en matière de séparation devront contribuer aux décisions à prendre en matière de séparation-transmutation qui conditionneront des choix d'options pour Astrid. En raison des avantages que présenterait la transmutation de l'américium seul, la Commission recommande que les E&R sur la séparation de l'américium soient achevées en 2012.

Les E&R en séparation-conversion doivent constamment s'appuyer sur des recherches fondamentales. À cet égard, l'Institut de chimie séparative de Marcoule (ICSM) a pour objectif d'approfondir la connaissance des mécanismes fondamentaux à l'œuvre dans les procédés de séparation des actinides mineurs, en vue notamment de simplifier et d'accroître leur efficacité (cf. annexe 14).

La Commission souhaite que l'ICSM développe ses thèmes de recherche en cohérence avec les E&R conduites dans Atalante et au CEA, notamment en préparation de l'ouverture d'un laboratoire propre à l'ICSM dans Atalante envisagé en 2010-2011.

2.1.5. Fabrication des cibles et combustibles

▪ Etudes physiques

Le développement de combustibles destinés à la transmutation des actinides mineurs est particulièrement difficile ; il s'appuie sur des installations de fabrication et de caractérisation. Le CEA dispose de telles installations équipées pour accéder aux propriétés physico-chimiques des combustibles neufs ou irradiés (Atalante, LEFCA, LECA).

La Commission a déjà alerté sur le manque de dispositifs d'irradiation neutronique en spectre rapide pour caractériser les cibles et les combustibles de transmutation. Des réacteurs à neutrons thermiques, souvent dotés d'instrumentation en ligne de haut niveau, sont certes disponibles pour réaliser des expériences à vocation analytique à petite échelle. Ce sera le cas du réacteur RJH ; des échantillons pourront y être irradiés sous un flux élevé de neutrons rapides mais dans une région limitée du cœur. Il n'en demeure pas moins que pour tester des comportements de matériaux en conditions représentatives et pour atteindre de fortes doses afin de qualifier les matériaux de gainage et de structure, un spectre de neutrons rapides est nécessaire sur des volumes importants.

La modélisation et la simulation numérique jouent ici un rôle de premier plan. Un gros effort a été fait pour développer des codes puissants qui guident la conception des combustibles futurs tout en intégrant les connaissances acquises dans les irradiations antérieures. Des travaux remarquables sur l'utilisation de modèles de comportement des combustibles ont été présentés à la Commission ; ces modèles sont fondés sur des analyses de situations maintenant bien explorées et appliquées à de nouvelles situations, par exemple le dimensionnement d'éléments

de combustible pour le concept CCAM (conditions particulières de thermique, de migration des éléments chimiques, de densification du matériau, de production des gaz).

▪ **Fabrication**

Le spectre de composition des combustibles pour la transmutation dont la teneur en actinides mineurs peut varier de quelques % (recyclage homogène) à 20 % (recyclage hétérogène en CCAM) et plus de 50 % (combustible des ADS), ainsi que la spécificité des cibles à concevoir, auront un impact sur les conditions de fabrication (opération en cellule blindée) ; il sera nécessaire de développer davantage la robotique pour l'automatisation complète des travaux. Les difficultés déjà entrevues ont amené à lancer l'étude d'opportunité du projet ALFA⁴⁴ (de l'ordre du kg d'aiguille, soit quelques centaines de grammes d'actinides mineurs au maximum). La conclusion de ce dossier est attendue pour la fin 2009.

▪ **Recyclage**

Les propriétés physico-chimiques des oxydes d'actinides mineurs laissent prévoir une grande similitude entre le comportement d'un combustible de transmutation renfermant des actinides mineurs en faible teneur (quelques %) et celui du combustible standard. L'option de recyclage homogène a été abondamment étudiée. La démonstration de la transmutation en mode homogène passera maintenant par des irradiations au stade du prototype, dans un réacteur rapide.

Une collaboration CEA-USA (irradiations dans le réacteur américain ATR⁴⁵) permettra de tester des aiguilles de combustible chargé d'actinides mineurs à des taux de combustion élevés. Dans le cadre du forum international GEN-IV, le programme Gacid⁴⁶ qui implique la France, le Japon et les Etats-Unis, vise la démonstration de la faisabilité quasi-industrielle du recyclage homogène des actinides mineurs.

Le projet « Advanced Fuels » qui rassemble les Etats-Unis, l'Union européenne, le Japon et la Corée, vise à optimiser le combustible sous les contraintes de taux de combustion élevés et de très fortes doses. Cette étude portera aussi sur un combustible chargé d'actinides mineurs.

Le projet ESRF⁴⁷ lancé début 2009, représente la contribution de l'Europe au programme GEN-IV pour la filière RNR refroidis au sodium. Le programme comporte des études sur l'architecture du réacteur, la sûreté et le combustible.

▪ **Combustible pour ADS**

Dans le cadre d'Eurotrans, le sous-programme AFTRA⁴⁸ consacré au combustible est coordonné par le CEA. Eurotrans s'intéresse à la double strate avec ADS ; les combustibles sont très spécifiques avec des teneurs en actinides très élevées.

⁴⁴ Projet d'atelier de fabrication d'aiguilles chargées en actinides mineurs.

⁴⁵ Advanced Test Reactor.

⁴⁶ Global Actinide Cycle International Demonstration.

⁴⁷ European Sodium Fast Reactor - 7^{ème} PCRD.

⁴⁸ Advanced Fuel for Transmutation.

Les collaborations avec le Japon conduisent à considérer un combustible du type nitrure, solution actuellement privilégiée par le Japon.

Même lorsqu'elles portent sur des concentrations faibles en actinides mineurs, les irradiations réalisées pour les RNR sont des étapes indispensables de la mise au point d'un combustible pour les ADS. C'est sur son retraitement qu'apparaît une différence qualitative d'importance : la pyrochimie serait particulièrement bien adaptée au retraitement de ces combustibles ; le CEA réoriente ses programmes de pyrochimie, en relation avec le programme ACSEPT⁴⁹ du 7^e PCRD.

2.2. IMPACT DE LA SÉPARATION-TRANSMUTATION SUR LE STOCKAGE

Telle qu'elle est envisagée actuellement la séparation-transmutation a pour objectif de réduire l'activité en actinides mineurs des déchets ultimes. Il faut noter que les volumes de verre étant gouvernés par les teneurs en produits de fission, ceux-ci ne varieront pratiquement pas, pour une énergie produite donnée, par rapport à ceux fabriqués actuellement. En revanche les verres qui seraient issus du retraitement et du conditionnement, seraient très « allégés » en actinides mineurs ; ils seraient moins exothermiques et moins radiotoxiques.

Un exposé du CEA devant la Commission a concerné l'impact de la séparation-transmutation sur l'emprise du stockage des déchets HAVL. La limitation à 90°C de la température en paroi d'alvéole, qui figure dans le Dossier 2005, impose que l'emprise du stockage augmente avec la puissance thermique des colis. Elle croît notamment avec la fraction d'américium. En retirant l'américium du colis, on abaisse sa puissance thermique et, à conception de stockage inchangée, on minimise son emprise.

Mais l'emprise dépend aussi de la durée d'entreposage précédant le stockage et de la nature des radionucléides - via leur période radioactive - contenus dans les colis. Un modèle numérique simple, cohérent avec les calculs présentés par l'Andra dans le Dossier 2005, éclaire un certain nombre de scénarios. Il permet en particulier d'apprécier l'impact du choix de la date de retraitement des Mox.

Toutefois, l'étude des conséquences pour le stockage des phénomènes thermiques n'est pas parvenue encore à un degré de maturité qui permette de faire une évaluation quantitative complète de l'intérêt qu'entraînerait de ce point de vue la transmutation. Des études correspondantes débiteront dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne en 2009.

L'impact de la transmutation, notamment sur la conception et le comportement d'un stockage géologique, est insuffisamment évalué. Comme l'a déjà souligné la Commission, le CEA et l'Andra doivent procéder à un examen en commun des conséquences qui pourraient résulter de la transmutation sur le coût et la sûreté du stockage. Compte tenu de l'échéance de 2012, cette étude devient urgente.

Les incidences de la stratégie de séparation-transmutation sur le cycle du combustible ont également été étudiées dans le cadre du programme européen Red-Impact⁵⁰ ; les études ont porté en particulier sur la gestion des déchets et le stockage géologique. Différents scénarios illustrent l'intérêt de cycles avancés pour réduire le dégagement thermique des déchets et

⁴⁹ Actinide reCycling by SEParation and Transmutation - 7^{ème} PCRD.

⁵⁰ European Research Programme to assess the Impact of Partitioning and Transmutation on Final Nuclear Waste Disposal - 7^{ème} PCRD 2004-2007 ; 23 partenaires, dont le CEA et Areva.

l'incidence radiologique. Ils confirment que la dose à l'exutoire, dans l'argile de Boom prise comme référence, ne peut être due qu'aux produits de fission et d'activation, en situation non accidentelle.

2.3. LE PROTOTYPE DE RÉACTEUR RAPIDE AU SODIUM, ASTRID

Conforme à la loi de 2006, l'objectif ambitieux du CEA, accompagné par les industriels français, est de faire du prototype Astrid à la fois le précurseur d'une tête de série industrielle d'un réacteur électrogène de 4^{ème} génération et un outil d'irradiations préparant au recyclage du plutonium mais aussi de l'américium, puis d'autres actinides mineurs.

D'une part, sa conception doit intégrer des ruptures technologiques avec la génération passée de RNR refroidis au sodium (en termes de sûreté, conversion d'énergie, durée de vie, conditions d'exploitation, etc. ; cf. annexe 15), ce qui impose des choix dès 2012 pour la mise en exploitation du prototype en 2020 et pour le lancement d'une filière industrielle en 2040. D'autre part, ces choix nécessitent que des E&R aient abouti à cette échéance dans l'optique de la transmutation, ce qui exige un minimum de visibilité sur les modalités de transmutation et la disponibilité des moyens expérimentaux adéquats.

Bien que le combustible d'Astrid diffère de celui de Superphénix tout en restant de type oxyde, sa fabrication ne présente pas *a priori* de difficultés majeures, mais des irradiations d'aiguilles expérimentales à l'aide de neutrons rapides s'imposeront certainement. Pourront-elles avoir lieu dans Monju d'ici à 2015 ? Enfin, pour le financement d'Astrid, un consortium international doit être mis en place.

En 2012, le CEA doit proposer un cahier des charges pour Astrid qui doit remplir une double mission : recherche de capacités électrogènes durables d'une part, mise à disposition de capacités d'irradiation et de transmutation d'autre part. La tâche est lourde puisqu'il faut, dans un calendrier tendu, élaborer un projet réellement en rupture de technologies pour éviter de prendre des orientations qui se révéleraient vite périmées. La Commission considère cependant qu'elle peut être menée à bien, à condition que le CEA attribue une toute première priorité à ce projet et puisse ainsi respecter l'échéance fixée par la loi.

Le Comité à l'énergie atomique du 20 décembre 2006 a défini le financement des E&R jusqu'en 2012. L'exécution du budget jusqu'en 2012 et le financement des E&R au-delà sont une préoccupation majeure. Pour les E&R du cycle des combustibles d'Astrid, nourriciers et de transmutation, les budgets de 2007 et 2008 du CEA accusent des dérives négatives d'environ 10 % ; ces budgets ont été tenus pour le réacteur lui-même (cf. rapport COSSYN 2008).

La Commission considère que tout retard dans l'affectation des moyens humains et financiers au programme Astrid compromettrait l'évaluation de 2012 et la disponibilité du prototype en 2020, toutes deux prévues par la loi du 28 juin 2006.

Le CEA développe également, avec des moyens de recherche importants, des E&R sur les réacteurs rapides refroidis au gaz, considérés comme une filière alternative à celle des RNR refroidis au sodium. Grâce à la température élevée de fonctionnement des réacteurs RNR refroidis au gaz, cette filière pourrait permettre d'ajouter à la production d'électricité celle de la chaleur industrielle ou de l'hydrogène. Un réacteur de démonstration, Allegro, devrait être construit dans le cadre européen ; ce projet suppose qu'à la date de 2012 des problèmes

difficiles de combustible et de matériaux soient résolus et que la faisabilité du réacteur soit confirmée.

La Commission recommande qu'à l'occasion du point qui sera fait fin 2009 sur les choix d'options pour Astrid, le CEA présente également les parts respectives des efforts qu'il va consacrer à l'une et l'autre filière.

La Commission souligne que si l'on veut démontrer la faisabilité de la séparation-transmutation dans les réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération pour réduire l'impact des déchets, c'est le prototype Astrid qui offre les meilleures chances de succès dans le respect du calendrier prévu par la loi.

2.4. DISPONIBILITÉ DES OUTILS POUR LES E&R

Les E&R sur la transmutation qui nécessitent en premier lieu la mise au point de combustibles chargés d'actinides mineurs, doivent pouvoir s'appuyer sur des expériences d'irradiation neutronique. La Commission a déjà attiré l'attention sur le manque de moyens d'irradiation neutronique en spectre rapide, une fois Phénix hors service (mars 2009). Bien qu'une partie des études puisse être conduite dans des réacteurs d'irradiation à neutrons thermiques et que l'on compte aussi sur les possibilités ouvertes en 2015 par le RJH à Cadarache, les équipes du CEA vont devoir consacrer des efforts considérables à transposer les résultats obtenus en spectre de neutrons thermiques aux conditions d'un spectre de neutrons rapides. Cette transposition est un problème physique difficile dont la résolution doit s'appuyer sur des données solides. Le RJH n'offrira que des solutions limitées et les E&R en France ne pourront s'appuyer sur des moyens d'irradiation pertinents avant que le prototype Astrid ne soit mis en service (2020).

La construction d'Astrid impose la construction à la Hague d'un atelier de fabrication du combustible nourricier (AFC) d'une capacité annuelle de quelques tonnes. Les expériences de transmutation dans Astrid imposent la construction, en parallèle, d'un atelier de fabrication micropilote (AFM) de combustible chargé en actinides mineurs, d'une capacité annuelle comprise entre 10 à 100 kg d'aiguilles avec quelques % d'actinides mineurs. La Commission prend note que les réflexions pour la construction de ces ateliers sont en cours et que le CEA dispose d'excellents moyens d'analyse pour la mise au point de combustibles.

Enfin, le CEA étudie l'opportunité d'implanter sur le site d'Atalante, l'installation (ALFA) de taille plus faible, permettant de préparer des échantillons chargés en actinides mineurs pour les expériences d'irradiation (aiguilles, puis capsules).

En cohérence avec sa recommandation sur Astrid, la Commission considère que la mise en place du laboratoire ALFA est le premier pas indispensable pour la réalisation d'expériences de transmutation dans Astrid.

A l'annexe 15, on trouvera les divers programmes de R&D destinés à définir les combustibles des réacteurs rapides et les combustibles de transmutation. On donne aussi à l'annexe 13 un bref tableau des possibilités d'irradiation en réacteurs rapides dans le monde et quelques données sur le réacteur RJH qui a été présenté à la Commission.

2.5. MATÉRIAUX POUR RÉACTEURS

Il est largement reconnu que les matériaux de structure constituent un élément-clé de la faisabilité des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération. C'est ce que la Commission avait elle-même souligné dans son rapport n° 2. Cependant, compte tenu des échéances fixées par la loi de 2006, particulièrement dans l'optique du prototype Astrid de 2020, ce thème ne s'est pas prêté à une présentation de synthèse au cours de l'année écoulée.

En effet, c'est seulement fin 2009 que sera tiré le bilan des premières E&R préparant Astrid et engagées de 2007 à 2012 dans le cadre du programme tripartite (CEA, Areva et EDF ; cf. annexe 15). Ce bilan devrait permettre de préciser les pistes à approfondir en 2010-2012 pour être en mesure, conformément à la loi, d'évaluer fin 2012 les perspectives industrielles des diverses filières de 4^{ème} génération. Bien sûr, le programme tripartite ne concerne qu'en partie les matériaux, directement à travers les nouveaux alliages pour les structures de cœur, ou indirectement avec les questions de réduction du risque sodium, d'inspection en service, de fiabilité et de « réparabilité ». Le bilan à fin 2009 intégrera notamment les résultats des derniers essais d'irradiation d'aciers de type ODS⁵¹ et de combustibles, programmés sur Phénix.

Au-delà des E&R focalisées sur Astrid, les problèmes de matériau pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz et les ADS continuent d'être examinés dans des programmes à plus long terme, dans un cadre de collaborations internationales au CEA et, pour les matériaux céramiques massifs et composites, au CNRS. Malgré leur moindre urgence, il sera nécessaire d'en tirer un bilan exhaustif en vue du jalon 2012.

Dans le domaine des matériaux, il est essentiel, mais insuffisant, de prendre en compte le retour d'expérience de Phénix et de Superphénix. En effet ces derniers, même en période de fonctionnement optimal, n'atteignaient pas les performances et le niveau de sûreté que l'on attend aujourd'hui des nouveaux réacteurs rapides refroidis au sodium.

La Commission souligne à nouveau combien il est important que le prototype Astrid soit innovant et performant. Elle tient à rappeler que les projets de construction de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium se multiplient dans le monde, mais on peut penser qu'ils ne bénéficieront pas nécessairement d'innovations majeures dans le domaine crucial des matériaux.

⁵¹ Aciers ferritiques renforcés par dispersion d'oxydes.

Chapitre 3

PANORAMA INTERNATIONAL

Bien que les approches nationales pour implanter un stockage soient différentes, les E&R dans les différents pays concernés font l'objet de nombreuses coopérations internationales, au-delà des échanges informels. En Europe, les E&R sur le stockage géologique profond du combustible usé ou des déchets de retraitement se poursuivent essentiellement dans le cadre des 6^{ème} et 7^{ème} programmes cadres de recherche et développement de la Commission européenne et d'Euratom. L'Andra, le CEA et le CNRS sont parties prenantes de nombre d'entre elles. L'Andra est devenue un des leaders des programmes européens et le partenaire privilégié d'agences homologues d'autres pays nucléaires. Cette évolution est liée à deux facteurs. D'une part, le laboratoire de Meuse/Haute-Marne est ouvert à l'international, d'autre part le programme français d'E&R conduit par l'Andra est soutenu par les moyens institutionnels que la loi de 2006 a mis en place, avec la perspective concrète de l'ouverture éventuelle d'un stockage en 2025.

Les collaborations internationales entre laboratoires de recherche, ainsi que l'avancement des travaux en Suède et en Finlande assurent à l'Europe un rôle pionnier en recherche concernant le stockage de déchets radioactifs. Les E&R effectuées en France se situent parmi les meilleures en Europe. Ces collaborations permettent à l'Andra de compenser partiellement les retards pris par rapport à d'autres centres européens, suite à la construction tardive de son laboratoire souterrain. Des expériences de longue durée restent nécessaires afin de qualifier un concept de stockage adapté au Callovo-Oxfordien et de sélectionner les technologies qui résulteront des résultats scientifiques obtenus.

En matière d'E&R concernant les nouvelles filières pour la séparation-transmutation, la France a aujourd'hui une position de premier plan. Dans un contexte international orienté vers des filières de 4^{ème} génération basées sur des réacteurs à neutrons rapides, avec notamment des projets de prototype à échéances rapprochées, la France doit clairement définir ses priorités et mettre en œuvre les moyens nécessaires pour ne pas perdre son rang.

La France est très présente dans les programmes de recherche internationaux. En effet, 38 institutions françaises participent aux projets décrits dans le présent chapitre ou dans les annexes 16 et 17 ; on peut noter la fréquence de participation suivante :

- ❖ CEA, 21 fois dont 4 comme coordinateur ;
- ❖ CNRS, 16 fois dont une comme coordinateur ;
- ❖ Andra, 13 fois dont une comme coordinateur ;
- ❖ Areva et EDF, 10 fois ;
- ❖ IRSN, 7 fois ;
- ❖ BRGM, 3 fois ;
- ❖ Université Joseph Fourier de Grenoble, 2 fois ;
- ❖ autres institutions 1 fois (Ecole des Mines de Nantes et l'Observatoire Méditerranéen de l'Energie comme coordinateurs).

Les paragraphes suivants présentent d'abord le cadre légal international, puis les principaux laboratoires et sites de stockage souterrains dans le monde ainsi que les sources d'irradiation en spectre neutronique rapide. Les E&R développées dans le cadre européen et international en matière de stockage sont présentées ensuite, suivies de celles consacrées aux nouvelles filières de réacteurs pour la séparation-transmutation.

Ce chapitre se termine par une courte description des projets liés à l'établissement de bases de données nucléaires, au volet économique et à celui de l'enseignement et de la formation.

3.1. CADRE LÉGAL INTERNATIONAL

La gestion des déchets radioactifs, et par extension les E&R sur la gestion des déchets, se situent dans un cadre légal national et international. Le cadre légal français est bien connu. Le cadre international couvre quatre aspects distincts :

- ❖ la protection du milieu marin via la Convention internationale OSPAR,
- ❖ l'information et la participation du public en matière d'environnement par la Convention d'Århus,
- ❖ Convention sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs,
- ❖ l'évaluation de l'impact sur l'environnement dans un contexte transfrontalier (Convention sur la sûreté nucléaire et Convention d'Espoo).

La Commission européenne vient de créer le "High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management" (ENSREG) dont l'une des tâches est de préparer de nouvelles règles européennes en matière de sûreté des installations nucléaires et de gestion des déchets et combustibles usés.

3.1.1. Convention internationale OSPAR

Suite aux conventions de Londres et d'Oslo sur la prévention de la pollution marine due aux immersions de déchets par bateau ou avion, et à celle de Paris sur la prévention des rejets à partir de la terre ferme, les pays européens ont mis fin, depuis 1982, à l'évacuation de déchets radioactifs dans l'Océan Atlantique. Depuis 1992, les conventions ont été réunies dans la Convention internationale OSPAR, ratifiée par la France en 1997 et entrée officiellement en vigueur en 1998.

Concernant tout risque consécutif au rejet de déchets en mer, la convention requiert l'application du principe de précaution, du principe du pollueur payeur, et de choisir en tout état de cause les meilleures techniques et pratiques environnementales disponibles.

3.1.2. Convention d'Århus

La convention d'Århus règle la participation du public aux processus décisionnels et l'accès à la justice en matière d'environnement. Elle est entrée en vigueur en 2001 et a été ratifiée par la France en 2002. Le droit d'accès à l'information s'exerce auprès de toutes les autorités et opérateurs publics. La convention stipule également que la participation du public aux processus décisionnels doit pouvoir s'exercer lorsque toutes les options et solutions sont

encore possibles. Les résultats de la participation doivent être dûment pris en considération. Enfin, l'accès à la justice doit prévoir des recours suffisants et sans coûts prohibitifs.

3.1.3. Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs

La convention, négociée sous l'égide de l'AIEA en 1997 a pour objet :

- ❖ atteindre et maintenir un niveau élevé de sûreté partout dans le monde en matière de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, par le renforcement des mesures nationales et de la coopération internationale ;
- ❖ établir et maintenir, à tous les niveaux de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, des défenses efficaces contre les dangers potentiels, afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés des effets néfastes des rayonnements ionisants.

À ce jour, 42 Etats ont ratifié la Convention commune, dont la France en 2001.

3.1.4. Convention sur la sûreté nucléaire

Les objectifs de la convention sont les suivants :

- ❖ atteindre et maintenir un haut niveau de sûreté nucléaire dans le monde entier grâce à l'amélioration des mesures nationales et de coopération internationale, et notamment, s'il y a lieu, de coopération technique en matière de sûreté ;
- ❖ établir et maintenir, dans les installations nucléaires, des défenses efficaces contre les risques radiologiques potentiels afin de protéger les individus, la société et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants émis par ces installations ;
- ❖ prévenir les accidents ayant des conséquences radiologiques et atténuer ces conséquences au cas où de tels accidents se produiraient.

Adoptée en 1994 par l'AIEA, la convention a été approuvée par la France en 1995. Depuis 2005, tous les pays exploitant des réacteurs électronucléaires l'ont ratifiée.

3.1.5. Convention d'Espoo

La Convention sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement (EIE) dans un contexte transfrontalier stipule les obligations des Parties d'évaluer l'impact sur l'environnement de certaines activités dès le début de leur planification. Elle stipule également l'obligation générale des Etats de notifier et de se consulter sur tout projet majeur à l'étude, susceptible d'avoir un impact transfrontière préjudiciable important sur l'environnement. La Convention est entrée en vigueur le 10 septembre 1997 et a été ratifiée par la France en 2001.

3.2. LABORATOIRES DE RECHERCHE OU SITES DE STOCKAGE SOUTERRAIN

En Europe, les principales recherches concernant le stockage géologique sont effectuées en Belgique (Mol, GIE Euridice), en Finlande (Olkiluoto, Posiva Oy), en France (site de Meuse/Haute-Marne, Andra), en Suède (Äspö, SKB) et en Suisse (sites du Mont Terri et de Grimsel, Nagra).

En fonction des caractéristiques géologiques locales, les E&R sur la roche-hôte sont centrées sur l'argile, le granite ou le sel. Le choix finlandais et suédois est le granite. Les concepts de stockage sont très similaires ; cependant, le laboratoire en construction en Finlande deviendra à terme une partie du centre de stockage, ce qui n'est pas le cas en Suède. En Belgique, France et Suisse, la roche-hôte privilégiée est l'argile. L'Allemagne a opté pour le stockage en couche de sel, mais ce choix est politiquement contesté. L'Espagne a examiné les trois options, mais se concentre actuellement sur l'entreposage à long terme.

Aux Etats-Unis, il existe un centre de stockage de déchets militaires MAVL dans une couche de sel : le Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) du Département de l'Energie des Etats-Unis.

▪ Allemagne

La mine de Konrad, ancienne mine de fer à une profondeur de 800 à 1 300 m, est située en-dessous d'une très épaisse couche d'argile. En 2002, le Gouvernement allemand y a autorisé le stockage de déchets FAVL et MAVL. Suite à des actions judiciaires, l'exploitation du stockage a été retardée. Le feu vert définitif quant à l'exploitation a été obtenu en 2008 et les premiers colis sont attendus à partir de 2013.

De 1967 à 1978, l'ancienne mine de sel d'Asse a reçu des déchets FAVC⁵² et MAVC⁵³ dans le cadre d'un projet de stockage. Par la suite, la mine a été utilisée comme laboratoire de recherche souterrain, principalement pour l'étude des effets thermiques sur le sel entourant des conteneurs chauffés simulant des déchets HAVL. Ce site de stockage connaît actuellement des difficultés liées à des venues de saumure.

Le site de Gorleben, également une ancienne mine de sel, est étudié depuis trente ans pour la possibilité d'y stocker des déchets de toute catégorie ainsi que du combustible usé. Le laboratoire à - 840 m a été opérationnel entre 1998 et 2000, date à laquelle un moratoire politique a interrompu les E&R.

L'ancienne mine de sel de Morsleben a accueilli les premiers déchets radioactifs en 1971. En 1981 une licence provisoire pour le stockage a été obtenue, licence qui est devenue définitive en 1986. La mine a continué d'accepter des colis de déchets jusqu'en 1998. Elle connaît de graves problèmes de stabilité qui ont conduit à y injecter plus de 4 000 000 m³ de matériaux de remblai.

▪ Belgique

La Belgique dispose depuis 1982 du laboratoire Hades à - 225 m, situé dans une couche d'argile en-dessous du Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire de Mol ; le laboratoire est exploité par le GIE Euridice. Le laboratoire a actuellement une longueur de plus de 200 m et comporte

⁵² Faible activité à vie courte.

⁵³ Moyenne activité à vie courte.

des dizaines d'expériences. Les recherches et expériences dont certaines durent depuis plus de vingt ans, ont trait principalement aux techniques de construction, à la corrosion, à la migration des radionucléides, au comportement des déchets et à l'instrumentation. La plupart des projets de recherche sont effectués dans un cadre international. L'Andra y participe régulièrement.

Une expérience thermo-hydro-mécanique et chimique de grande ampleur, Praclay, est en cours d'installation. Elle vise à simuler le champ de chaleur autour d'une galerie d'enfouissement de déchets de haute activité. A cette fin, une galerie dont les dimensions correspondent au concept de stockage belge sera chauffée pendant 10 ans à 80 °C sur une longueur de 30 m. Dans le cadre du projet Forge, un dispositif expérimental de 40 cm de diamètre y sera installé pour étudier l'effet de contraintes *in situ* sur l'écoulement des gaz. Cette expérience est complétée par un important programme de recherches en laboratoire de surface, associant des modélisations.

Depuis plus de dix ans, deux expériences sont en cours dans le cadre du programme Coralus visant à étudier l'influence de différentes conditions aux limites (chimie, température et radiation) sur la lixiviation des actinides incorporés dans le verre nucléaire. Dans ces expériences, des plaquettes de verre avec des concentrations représentatives en isotopes d'uranium, de plutonium, d'américium et de neptunium (ordre de grandeur : Ci/g), préparées par le CEA, sont mises en contact avec différents matériaux poreux. Le champ de radiation gamma est simulé par des sources de cobalt 60 (ordre de grandeur : kCi). Le laboratoire Hades est actuellement le seul qui dispose d'une licence pour travailler à de tels niveaux d'activité.

▪ Canada

Le Canada a disposé d'un laboratoire de recherches souterrain situé à proximité des laboratoires de Pinawa-Whiteshell (Manitoba). Il avait été créé en 1982 pour étudier la faisabilité de l'évacuation sûre des déchets de combustible nucléaire dans une roche granitique. Le laboratoire n'est plus opérationnel ; il en est aux premières étapes de son déclassement.

Un programme d'investigations est en cours sur la presqu'île de Bruce (Lac Huron, Ontario) en vue d'un stockage en milieu calcaire à grande profondeur (env. 1 000 m). Le projet concerne le stockage de déchets radioactifs FAVC et MAVC. A ce jour trois forages ont été réalisés et deux autres ont débuté. Le site de Bruce où 8 centrales nucléaires sont implantées, sert également de site d'entreposage de combustible usé.

▪ États-Unis

Le site de stockage WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) situé près de Carlsbad au Nouveau-Mexique, accueille depuis 1999 les déchets transuraniens issus des activités militaires. Les déchets sont stockés dans une couche de sel âgée de 250 millions d'années et située à quelques 700 m de profondeur.

Le sort du laboratoire de Yucca Mountain au Nevada pour lequel le Département de l'Energie des États-Unis a demandé une licence de construction est incertain depuis que la nouvelle administration du Président Obama a supprimé tous les crédits de recherche s'y rapportant.

▪ Finlande

La Finlande a choisi le site granitique d'Olkiluoto, où un EPR est actuellement en construction, comme site de stockage pour les combustibles usés. Les premières galeries servent de laboratoire de caractérisation et de recherche depuis le début des travaux en 2004. Ce laboratoire, destiné à devenir une partie du site de stockage, atteindra la profondeur visée de - 400 m en 2010. La demande de licence de construction pour les galeries de stockage, hors laboratoire, sera probablement soumise en 2012. Le concept choisi est le concept suédois : le combustible usé est mis dans des conteneurs en cuivre stockés dans des puits remplis de bentonite. La mise en service du stockage définitif est prévue en 2020.

▪ France

P.m.: les laboratoires de Bure (Andra) et Tournemire (IRSN).

▪ Japon

Deux laboratoires de recherche méthodologiques sont actuellement en construction, un à Mizunami dans une roche cristalline et un à Horonobe dans une roche sédimentaire. Leur but est de pouvoir dans l'avenir proposer un choix de site pour un laboratoire de qualification d'un concept de stockage.

▪ Suède

Le laboratoire d'Äspö près de la ville d'Oskarshamn est creusé dans du granite à une profondeur de 450 m. Contrairement à l'approche finlandaise, le laboratoire ne fera pas partie du site de stockage définitif, mais sert à valider les concepts choisis. Les recherches y sont axées principalement sur les techniques de construction, sur l'hydrogéologie, la migration des radionucléides et la modélisation.

Le laboratoire d'Äspö est opérationnel depuis 1995 et sa recherche, ainsi que ses développements et ses activités de démonstration, ont suscité un vif intérêt au niveau international. Outre SKB, neuf organisations représentant huit pays, ont collaboré aux activités d'Äspö en 2007. Six d'entre elles (Andra, BMWi, Criepi, JAEA, NWMO et Posiva), ainsi que SKB, constituent l'Äspö International Joint Committee qui est responsable de la coordination et des expériences résultant de cette participation internationale. La plupart des organisations faisant partie de la coopération Äspö s'intéressent à l'hydrogéologie, à la migration des radionucléides et à la caractérisation des roches. Plusieurs de ces organisations prennent part aux expériences ainsi qu'aux deux Äspö Task Forces : (1) Task Force sur la modélisation de l'hydrogéologie et la migration des solutés et (2) Task Force sur l'ingénierie des systèmes de barrières.

Le "Laboratoire de Bentonite" a été mis en service au printemps de 2007 ; il est situé sur le laboratoire d'Äspö. Ce laboratoire examine si la bentonite - qui forme un tampon autour des conteneurs et sert de matériau de remplissage pour les tunnels - remplit son rôle sous différents régimes hydrogéologiques. Il assure le complément aux activités souterraines et permet des essais à grande échelle de diverses méthodes d'opération dans des conditions variées. Des machines et des robots y sont également développés et testés.

Le "Laboratoire d'encapsulation des conteneurs" d'Oskarshamn est le centre de SKB pour le développement des conteneurs. SKB y développe la technologie pour le soudage du couvercle et du fond des conteneurs destinés aux combustibles nucléaires usés. Des méthodes sont également mises au point pour l'inspection des soudures et des matières s'y trouvant. Un autre domaine de recherche important consiste à vérifier que les machines et les équipements qui seront utilisés dans l'usine d'encapsulation, fonctionnent de manière adéquate. Ce laboratoire servira aussi de centre de formation pour le personnel futur de l'usine correspondante.

▪ Suisse

La Suisse a deux laboratoires de recherche : Grimsel et le Mont Terri. Le laboratoire de Grimsel est situé dans le granite d'un flanc de la montagne Aar. Le laboratoire, d'une longueur d'environ 1000 m, a été notamment le cadre de l'expérience Febex sur la simulation d'un stockage HAVL et de combustible usé afin d'étudier le comportement des barrières de protection successives. La plupart des E&R sont effectuées dans un cadre international et l'Andra y a participé régulièrement.

Le laboratoire du Mont Terri est situé le long d'un tunnel autoroutier dans une couche d'argile à opaline. D'une longueur totale de plusieurs centaines de mètres, il comporte des dizaines d'expériences internationales sur les caractéristiques géologiques, hydrogéologiques, géochimiques et géotechniques de l'argile à opaline. Les expériences sont aussi bien méthodologiques que visant une qualification de l'argile comme roche-hôte d'un stockage. L'Andra participe à bon nombre d'expériences, entre autres à cause de la similitude entre les argiles du Mont Terri et celles du laboratoire de Bure.

3.3. SOURCES D'IRRADIATION À SPECTRE RAPIDE

Le nombre de réacteurs offrant une possibilité d'irradiation avec des neutrons à spectre rapide est extrêmement limité au niveau mondial. Cela compromet fortement les projets de développement de nouvelles filières et d'expériences de transmutation.

▪ Belgique

Le réacteur de recherche BR2 (1963-2022?), 50-70 MWt, permet d'irradier un faible volume (diamètre 1,5 à 3 cm) à haut flux en spectre rapide.

▪ Chine

Le réacteur de recherche CEFR de 65 MWt est en construction.

▪ France

P.m.: depuis l'arrêt de Phenix, il n'y a plus de réacteur à spectre rapide disponible. Le réacteur de recherche Jules Horowitz, en construction, permettra d'irradier un faible volume à haut flux en spectre rapide.

- **Inde**

Depuis 1985, l'Inde dispose d'un réacteur rapide de 40 MWt, le FBTR.

- **Japon**

Les réacteurs Joyo (1977-2006, ?) et Monju (1994-1996, ?) sont actuellement à l'arrêt.

- **Russie**

Le Bor-60 (1969-2011, voire 2015) de 60 MWt est un réacteur de recherche. Le BN-600 (1980-?) est un réacteur de production électrique.

Il n'est pas actuellement envisagé d'utiliser les réacteurs indiens et chinois pour des expériences d'irradiation.

3.4. ÉTUDES DE CONCEPTS ET DE PERFORMANCE DE STOCKAGE

La nature de la roche-hôte impose des techniques spécifiques pour l'excavation industrielle, l'exploitation et le scellement des galeries de stockage. De plus, les caractéristiques des déchets ou du combustible usé conditionnent le choix des barrières ouvragées qui, en interaction avec la roche-hôte, vont influencer la performance du stockage. Un problème spécifique se pose avec les déchets "graphites" qui contiennent des radionucléides extrêmement mobiles à longue durée de vie comme le chlore 36.

Sous l'impulsion de l'Andra, l'AEN a créé, au sein de son Comité sur les déchets radioactifs, un groupe de travail sur la réversibilité. L'objectif du groupe composé de 13 partenaires, est de définir une échelle de réversibilité qui exprime la progressivité des différentes étapes du stockage et caractérise l'évolution de la capacité à récupérer les déchets.

Un panorama complet des programmes en cours est présenté dans l'annexe 16 A.

3.5. IMPACT ENVIRONNEMENTAL DU STOCKAGE

L'étude de l'impact environnemental du stockage est essentielle dans l'évaluation du risque potentiel pour les générations futures. Elle est nécessairement basée sur une modélisation poussée à partir de données aussi précises que possible sur la migration des radionucléides à travers les différentes barrières artificielles et naturelles. Une des difficultés majeures de l'étude est la pertinence de l'échelle de temps : certains radionucléides n'atteindront la surface terrestre qu'après des centaines de milliers d'années. Se posent donc non seulement des problèmes de crédibilité des modèles à long terme, mais aussi de pertinence pour l'espèce humaine actuelle et, sous-jacents, des problèmes d'éthique transgénérationnelle.

Un panorama complet des programmes en cours est présenté dans l'annexe 16 B.

3.6. GOUVERNANCE ET PARTICIPATION DES PARTIES PRENANTES

La participation du public aux processus décisionnels et l'accès à la justice en matière d'environnement sont devenus un droit. Cela implique non seulement une transparence quant aux choix et décisions à prendre, mais également un accès préalable aux connaissances et une volonté des autorités d'adopter de nouvelles règles de bonne gouvernance.

Un panorama complet des programmes en cours est présenté dans l'annexe 16 C.

3.7. NOUVELLES FILIÈRES POUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION

Les stratégies de transmutation reposent principalement sur les neutrons rapides, soit dans des systèmes critiques, soit dans des systèmes sous-critiques (ADS). L'initiative Génération IV et la plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable (SNE-TP) visent le développement de nouveaux types de réacteurs parmi lesquels les réacteurs à neutrons rapides recyclant un maximum de déchets (4^{ème} génération). Ces nouveaux types de réacteurs nécessiteront le développement de nouveaux matériaux et des combustibles innovants incorporant des radionucléides issus de nouvelles techniques de séparation. Les réacteurs à eau pressurisée (REP et EPR) ne conviennent pas pour la transmutation des radionucléides qui sont donc actuellement considérés comme des déchets.

Un panorama complet des programmes en cours est présenté dans l'annexe 17 A.

3.8. BASES DE DONNÉES NUCLÉAIRES

Les nouveaux concepts de réacteurs et les études de sûreté associées nécessiteront des méthodes de modélisation sur la base de données nucléaires aujourd'hui moins bien connues que celles disponibles pour les réacteurs de la génération actuelle (2^{ème} et 3^{ème} générations).

Un panorama complet des programmes en cours est présenté dans l'annexe 17 B.

3.9. ASPECTS ÉCONOMIQUES ET GÉOPOLITIQUES

Le développement d'une nouvelle filière de réacteurs ou d'un site de stockage doit prendre en compte l'ensemble des coûts, internes et externes, positifs et négatifs, ainsi que les éléments de nature géopolitique pour que la sûreté d'approvisionnement soit garantie au mieux.

Le projet Secure⁵⁴ permet d'étudier la sécurité d'approvisionnement, le contexte géopolitique, la structure des coûts et des marchés de l'énergie, en Europe et dans le monde. L'énergie nucléaire est une des formes d'énergie considérées.

⁵⁴ Security of energy considering its uncertainty, risk and economic implications; 2008-2010, 7^{ème} PCRD, 10 pays, 14 partenaires dont l'Observatoire Méditerranéen de l'Energie et le CNRS.

3.10. ENSEIGNEMENT ET FORMATION

Un des éléments critiques du développement de l'énergie nucléaire est le manque potentiel de ressources humaines, de laboratoires disponibles et d'institutions compétentes pour l'enseignement et la formation nucléaires. La situation est contrastée selon les pays, mais dans tous les pays où renaît l'intérêt pour le nucléaire, on assiste à un effort réel de mise en place d'enseignements et de formations. En Europe, le programme ENEN, décliné en Petrus II et ENEN II, se préoccupe de ces aspects.

Le but du projet ENEN II⁵⁵ est de consolider les résultats obtenus par l'Association ENEN⁵⁶ et les partenaires des projets ENEN I (5^{ème} PCRD) et Neptuno (6^{ème} PCRD), puis d'élargir les activités d'enseignement et de formation à la radioprotection, la radiochimie, la radioécologie et la gestion des déchets radioactifs.

Dans le cadre de l'association ENEN, le groupe Petrus⁵⁷ II étudie les besoins et les moyens nécessaires de formation dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs.

⁵⁵ European nuclear education, training and knowledge management; 2006-2008, 11 pays, 40 partenaires dont le CEA, l'Andra, IRSN et l'Ecole Polytechnique.

⁵⁶ European Nuclear Education Network Association.

⁵⁷ Petrus II Sub-group; 2009-2008, 7ème PCRD, 10 pays, 17 partenaires dont l'Andra et l'Institut National Polytechnique de Lorraine.

Annexe I

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION AU 30 JUIN 2009

Bernard TISSOT - Directeur général honoraire de l'Institut Français du Pétrole - Membre de l'Académie des sciences – Membre de l'Académie des technologies - Président de la Commission nationale d'évaluation.

Pierre BEREST – Directeur de recherche à l'Ecole Polytechnique.

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

Hubert DOUBRE – Professeur émérite à l'Université Paris XI-Orsay.

Jean-Claude DUPLESSY - Directeur de recherche émérite au CNRS.

Robert GUILLAUMONT – Professeur honoraire à l'Université Paris XI-Orsay - Membre de l'Académie des sciences - Membre de l'Académie des technologies.

Philippe D'IRIBARNE - Directeur de recherche au CNRS.

Maurice LAURENT – Directeur honoraire de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques.

Emmanuel LEDOUX – Directeur de recherche à l'Ecole des mines de Paris.

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

Claes THEGERSTRÖM – Président de SKB (Compagnie suédoise chargée de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires).

André ZAOUI - Directeur de recherche au CNRS – Membre correspondant de l'Académie des sciences – Membre de l'Académie des technologies.

Annexe II

AUDITIONS DE L'ANDRA, D'AREVA, DU CEA ET DU CNRS

08 octobre 2008 :	Areva - Résidus miniers d'uranium
09 octobre 2008 :	Andra - FAVL et entreposage
29 octobre 2008 :	CEA - Séparations et ICSM
30 octobre 2008 :	CEA - Déchets tritiés
17 décembre 2008 :	Andra - Colis et simulation
18 décembre 2008 :	CEA - Les enjeux de la transmutation
14 janvier 2009 :	CEA - Les programmes d'irradiation pour la transmutation
15 janvier 2009 :	Andra - Projet HAVL
11 février 2009 :	Andra - Avancement du projet HAVL
12 février 2009 :	CEA - Filières du futur
11 mars 2009 :	CNRS - Groupes nationaux de recherche (GNR)
12 mars 2009 :	Andra - HAVL – Dossier 2009

* * *

ii

1 ^{er} décembre 2009 :	Andra – Réunion de suivi du dossier FAVL
04 février 2009 :	Andra - Réunion de suivi des recommandations de la CNE2 dans son rapport n° 2.
05 février 2009 :	CEA - Réunion de suivi des recommandations de la CNE2 dans son rapport n° 2.

* * *

VISITES DE LA CNE2

11 au 13 novembre 2008 :	Visite du Centre d'études nucléaires de Mol (Belgique)
25 mars 2009 :	Visite de l'Usine Georges Besse (I&II) de Pierrelatte
26 et 27 mars 2009 :	Visite des Centres d'études de Marcoule et Cadarache

Annexe III

LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS PAR L'ANDRA, LE CEA ET LE CNRS

Andra

- Avancement des projets HA-MAVL et FAVL – Avril 2009.
- Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement (2007) – J.F. Aranyossy, M. Cathelineau, N. Clauer, M. Delage, R. Dohrman, C. Fairhurst, J.L. Michelot, T. Popp, J. Stucki, F. Villieras - Andra – Ondraf – Nagra – SKB – diffusion le 9 mars 2009.
- Projet HA-MAVL – Présentation de recherches et projets sur les stockages et les entreposages à l'international (référéncé INT.RP.ADAI.09.0003) – 4 février 2009
- Rapport d'étape préalable à la recherche de site – Projet de stockage des déchets de faible activité à vie longue (référéncé F.NT.APRG.07.0040A) – Juin 2008.
- Dossier à destination des collectivités locales – Un projet national et une opportunité pour développer votre commune (Andra & Ministère de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de l'Aménagement du Territoire) – Recherche d'un site de stockage pour les déchets radioactifs de faible activité à vie longue (FA-VL) - Juin 2008.
- Document interne - Programme scientifique – Projet HAVL – 2008-2012 (référéncé C.PE.ADS.08.0010) – 18 juin 2008.
- Document interne – Projets RG (Radifères-Graphites) et HAVL (Haute Activité et Vie Longue) Constitution des dossiers de connaissances des familles de déchets conditionnés ou non (référéncé Z.SP.ADP.07.0019) – Juin 2007.

CEA

- Recherches en séparation-transmutation – Principaux objectifs 2012 – CEA/DEN/DPCD Mai 2009
- Effectifs affectés aux programmes de recherche « Séparation/Transmutation » - CEA/DEN/DPCD – Mai 2009.
- Les ADS – Bilan et orientations - Avril 2008.
- Propositions de scénarios pour le Groupe de Travail Technico-Economie des Scénarios – Mars 2009.
- Transitoire entre le parc naturel et le parc du futur avec ou sans séparation-transmutation des actinides mineurs : applications au RNR-Na – études préliminaires – Mars 2009
- Rapport annuel de l'Evaluation 2007 du CEA – diffusion le 12 mars 2009.

- La lettre de l'I-tésé – Numéro 6 – Mars 2009.
- Rapport d'évaluation des recherches sur les systèmes nucléaires du futur – HC - Décembre 2008.
- Procédés avancés de séparation des actinides mineurs : proposition de programme 2009-2012 des études de consolidation - Décembre 2008.
- Programme pluriannuel de R&D de fabrication des combustibles carbures : bilan des acquis et propositions - Décembre 2008.
- La lettre de l'I-tésé – Numéro 5 – Novembre 2008.
- Pré-dimensionnement d'une aiguille et d'un assemblage CCAM chargés à 20 % d'actinides mineurs dans le cœur d'un RNR-Na - Novembre 2008.
- Etude de faisabilité d'une irradiation de Couvertures SFR Chargées en Actinides Mineurs en réacteur expérimental à eau - Octobre 2008.
- Méthodologie proposée pour le remontage technico-économique des scénarios du GT - Septembre 2008.
- La lettre de l'I-tésé – Numéro 4 – Juillet 2008.
- Bilan 2007 et programme des études et essais menés au DRCP en 2008 et 2009 en soutien au développement des procédés de séparation des actinides mineurs – Juillet 2008.
- Systèmes sous-critiques pilotés par accélérateurs – ADS Le programme du CNRS et du CEA (mai 2008) - CNRS/IN2P3/2745 - CEA/DEN/DDIN/152 du 23 juin 2008.
- Monographie de la Direction de l'Énergie Nucléaire - Le traitement-recyclage du combustible nucléaire usé – La séparation des actinides – Application à la gestion des déchets – Editions le Moniteur – Mai 2008.
- Recueil des présentations – 7^{ème} journées scientifiques de Marcoule – La Grande Motte (34) – du 4 au 8 juin 2007.

CNRS

- The CNRS Research Program on the Thorium cycle and the Molten Salt Reactors – Thierry Auger, Gérard Barreau, Jean-Pierre Chevalier, Xavier Doligez, Sylvie Delpech, Hubert Flocard, Bernard Haas, Daniel Heuer, Elsa Merle-Lucotte – Juin 2008.
- Generation IV reactor systems and fuel cycles (horizon 2030) : technological breakthroughs in nuclear fission (int'l RD&DD) – Georges Van Goethem EC DG RTD J2, May 2008.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Président : Bernard TISSOT

Vice-Présidents : Jean-Claude DUPLESSY & Robert GUILLAUMONT

Secrétaire général : Maurice LAURENT

Conseiller scientifique : Claire KERBOUL

Secrétariat administratif

Chantal JOUVANCE & Florence LEDOUX

Tour Mirabeau

39-43 Quai André Citroën

75015 PARIS

Tél. : 01 40 58 89 05

Fax : 01 40 58 89 38

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

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

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

Rapport d'évaluation n° 3

Annexes scientifiques & techniques

Tome 2

Juin 2009

S O M M A I R E

Annexe 1 – MID – MODÈLE D'INVENTAIRE DE DIMENSIONNEMENT.....	1
Annexe 2 – E&R SUR LES COLIS DE DÉCHETS	3
Annexe 3 – E&R DE L'ANDRA DANS LE LABORATOIRE SOUTERRAIN	7
Annexe 4 – OPTIONS DE CONCEPTION ET D'ARCHITECTURE.....	13
Annexe 5 – MODÈLE GÉOLOGIQUE CONCEPTUEL	17
Annexe 6 – E&R SUR L'OBSERVATION-SURVEILLANCE	23
Annexe 7 – ANALYSES POUR LE CHOIX DE LA ZIRA	25
Annexe 8 – DÉCHETS FAVL.....	27
Annexe 9 – RÉSIDUS MINIERES FRANÇAIS	37
Annexe 10 – DÉCHETS TRITIÉS	45
Annexe 11– DÉCHETS DU CEA.....	49
Annexe 12 – E&R EN SÉPARATION	53
Annexe 13 – E&R SUR LA TRANSMUTATION	57
Annexe 14 – INSTITUT DE CHIMIE SÉPARATIVE DE MARCOULE - ICSM	65
Annexe 15 – E&R POUR LE PROTOTYPE ASTRID.....	67
Annexe 16 – E&R INTERNATIONALES SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND.....	69
Annexe 17 – E&R SUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION.....	73
Annexe 18 – COMPTES RENDUS DE CONFÉRENCES ET MISSIONS	77

Annexe 1

MID

MODÈLE D'INVENTAIRE DE DIMENSIONNEMENT

Le PNGMDR distingue, hormis les déchets de très courte vie gérés par décroissance naturelle, cinq catégories de déchets :

- ❖ déchets de faible et moyenne activités à vie courte (FMAVC), stockés au centre de la Manche et à Soulaines, dans l'Aube ;
- ❖ déchets de très faible activité (TFA), stockés à Morvilliers, dans l'Aube ;
- ❖ déchets de faible activité à vie longue (FAVL), dont les radifères et les graphites pour lesquels un site est recherché par l'Andra ;
- ❖ déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL) ;
- ❖ déchets de haute activité à vie longue (HAVL) destinés au stockage profond.

Ces catégories sont identifiées par leur activité et leur durée de vie. Toutefois ces deux propriétés ne suffisent pas à déterminer de façon univoque la catégorie et donc le mode de stockage des déchets.

Le PNGMDR rappelle que le mode de stockage doit être adapté à la nocivité des déchets qu'on y dépose. La loi de 2006 et le PNGMDR définissent en termes généraux les déchets qui doivent aller au stockage profond. L'inventaire qui serait stocké dépend de la distinction faite par les producteurs entre matières valorisables et déchets ; il dépend également des scénarios retenus pour l'exploitation du parc nucléaire français et pour le retraitement des assemblages de combustibles usés.

La Commission a décrit dans son rapport n° 2 (p. 10) l'état d'élaboration du Mid en juin 2008.

Le Mid pour la préparation de la DAC doit être établi avant la fin de 2009. La loi et le PNGMDR désignent de façon générique les déchets qui doivent aller au stockage profond. L'inventaire précis des déchets à inscrire au Mid résulte de scénarios de fonctionnement du parc électronucléaire et du retraitement des assemblages de combustibles usés, ainsi que des choix des producteurs quant à la déclaration de matières nucléaires en tant que déchets. Il s'agit d'un exercice commun entre l'Andra, EDF, Areva et le CEA conduit au sein du Copil (Comité de pilotage). Le Copil comprend, outre des représentants de ces organismes, des représentants de l'autorité publique. La situation du Mid est très évolutive.

L'Andra a porté à la connaissance de la Commission les modifications survenues après cette date. Elles résultent de la prise en compte de nouveaux déchets (combustible de Superphénix, déchets technologiques d'exploitation, déchets de démantèlement, etc.), de l'évolution des conditionnements (nouveaux assemblages de combustible usé notamment UOX3 HTC2, MOX à 9,5 % en plutonium, boues STE 2 qui ne seront pas bitumées, reprise de fûts historiques de bitumes, déchets technologiques, déchets historiques de structure des assemblages), et de nouveaux scénarios (SR : scénario de retraitement y.c adaptation de celui-ci au lancement des RNR ; SD : scénario de dimensionnement qui prend en compte le retraitement et augmente

l'inventaire de 50 % pour l'allongement de la vie du parc actuel ; SA : scénario alternatif pour un arrêt du nucléaire en 2020). Le Mid de 2009 donnera une nouvelle nomenclature des colis de déchets « type » et leurs caractéristiques ; il sera complété en 2010.

Sous le nom de CU3 est rassemblé du combustible usé des réacteurs UNGG non retraité, de EL4, des réacteurs Célestins, de la propulsion navale et des réacteurs expérimentaux (Osiris). La question de ces combustibles CU3 reste encore mal définie ; il faudra attendre la version du Mid de 2009 pour se prononcer sur la nécessité d'entreprendre d'éventuelles nouvelles E&R pour couvrir le comportement de tous les colis destinés au stockage profond.

Annexe 2

E&R SUR LES COLIS DE DÉCHETS

Les E&R sur le comportement à long terme des colis primaires de déchets et des colis de stockage incombent selon la loi de 2006 à l'Andra ; les E&R sur le conditionnement des déchets et la caractérisation des colis primaires relèvent des producteurs de déchets. Ces dernières doivent répondre aux demandes de l'Andra formulées dans les spécifications pour les dossiers de connaissances.

L'Andra a présenté à la Commission les processus qui doivent lui permettre d'émettre, dans le domaine de fonctionnement du stockage, les éléments suivants :

- 1) en 2014, en prévision de la DAC (2015) un « Projet de spécifications d'acceptation des colis de stockage » et des colis primaires inclus lorsque c'est le cas ;
- 2) pour la mise en service du stockage (2025) les « Spécifications d'acceptation » et des premiers « Agréments ».

Il s'agit de processus itératifs assez compliqués, impliquant les producteurs, l'ASN et l'Andra, inspirés du retour d'expérience de la gestion des colis FMAVC du CSA. Les domaines autorisés par l'ASN, qu'il s'agisse du domaine de fonctionnement du stockage ou de celui de la production des colis, tiennent compte des E&R conduites jusqu'à aujourd'hui et du retour d'expérience. L'Andra a répertorié les connaissances dont elle a besoin pour fonder la sûreté du stockage sur le principe de robustesse dont un élément important est le colis de stockage. A cet égard, elle a aussi identifié les E&R à conduire pour réduire les incertitudes qui subsistent à ce jour.

3

L'audition du 17 décembre 2008 a permis de clarifier certains points que la Commission avait considéré obscurs dans son rapport n° 2 (p. 11 et 12) et dans les annexes techniques (p. 1). Les points suivants ont été actualisés :

▪ Colis primaires de déchets MAVL

C'est probablement pour les colis de déchets MAVL (faits ou à faire) que l'Andra pose le plus de questions aux producteurs. Les déchets et les types de colis sont nombreux, contrairement aux colis de déchets HAVL, et n'ont pas bénéficié d'autant d'E&R que les colis de verre par exemple. La Commission a noté l'an dernier les deux orientations essentielles des E&R à leur sujet : la production de gaz par radiolyse interne (quantité, identification des gaz) et la nature des termes sources à long terme (radionucléides et activités relâchés, entités chimiques porteuses des activités). Ces orientations nécessitent des expériences portant sur les divers constituants des colis : enveloppes et matrices, essentiellement en métal, ciment et bitume, ainsi que sur les déchets bloqués ou enrobés (matières organiques). Elles visent le comportement en entreposage et pendant la période de réversibilité du stockage, puis à long terme en situation de stockage.

Les producteurs ont mis en place plusieurs programmes pluriannuels et leur pilotage pour répondre aux demandes de l'Andra. La majorité des résultats de radiolyse est attendue courant 2009, au plus tard en 2011. Pour la spéciation des radionucléides relâchés, les programmes vont

jusqu'à fin 2010. Les programmes sont complémentaires car, outre des gaz, la radiolyse génère des molécules organiques éventuellement complexantes.

▪ Radiolyse

Dans de nombreux colis, la matière organique sensible à la radiolyse gamma et alpha est constituée de polymères. Le programme Prelog¹ a pour ambition d'établir d'ici à fin 2009 des Mop² de production de gaz pour des classes de polymères industriels (PVC, PE, fluorés), en fonction des débits de dose et des doses, et selon les paramètres d'exploitation en entreposage ou stockage (température, hygrométrie, etc.). Des résultats ont été obtenus jusqu'à 40 MGy (400 MGy sont visés). Concernant l'étude de la radiolyse des matières organiques qui seraient moins bien définies que les polymères, comme par exemple les celluloses, des mesures directes de production de gaz (H₂, HCl, CO₂, CH₄) sont en cours sur des colis primaires réels CSDC ; elles visent à confirmer les calculs fondés sur les rendements radiolytiques gamma et alpha répertoriés dans des bases de données. Un Mop doit être établi. Pour ce qui concerne la radiolyse gamma de l'eau cimentaire, des expériences complémentaires sont en cours pour conforter le Mop de relâchement de l'hydrogène. A ces expériences se rattachent celles pour la mesure de la capacité des colis de bitume comportant du sulfure de cobalt, à piéger l'hydrogène. Les mesures montrent que les spécifications de confection des colis assurent leur non-gonflement sur plus de 300 ans. Les résines échangeuses d'ions en entreposage dans le silo HAO de la Hague pourraient être incorporées dans des colis CSD-C. Leur tenue sous radiolyse (dans l'eau et à sec) ne laisse pas craindre de production de produits qui pourraient corroder le conteneur. Enfin, un programme d'études de la corrosion des coques, embouts et déchets métalliques technologiques (alliage d'aluminium ou de magnésium) en milieux aqueux cimentaires est en cours jusqu'en 2012.

4

Ainsi, les exploitants ont organisé les E&R sur les colis MAVL permettant de connaître leurs propriétés intrinsèques pendant un long entreposage et en stockage. Ces E&R se déroulent normalement.

▪ Spéciation et migration

L'Andra étudie la complexation des actinides, et plus généralement des éléments porteurs de radioactivité, à l'aide d'acides issus de la radiolyse des matières organiques dans des conditions préfigurant celles qui seront imposées par les milieux aqueux en présence de colis dégradés. C'est un problème compliqué car il s'agira de milieux basiques confinés (eau de pores des ciments ou de l'argilite du Callovo-Oxfordien) avec des forces ioniques élevées imposées par les ions calcium et les anions minéraux des produits de dégradation du béton et/ou des anions organiques.

Dans des milieux aqueux basiques aérés ($10 < \text{pH} < 14$) des complexes ternaires d'actinides, complexes hydrolysés d'acides organiques ou hydroxocomplexes carbonatés ont été signalés ; en général ils ont été très mal caractérisés. Aussi les bases de données thermochimiques sont-elles peu renseignées pour les milieux basiques et aucune théorie ne permet de corriger les valeurs répertoriées pour des forces ioniques très élevées. Les principaux acides identifiés comme issus de la radiolyse sont les acides acétique, glutarique, phtalique, adipique et isosacharinique, mais leurs taux de production en fonction de la dose sont quasi inconnus.

¹ Polymères sous Radiolyse pour l'Etude des Lixiviats Organiques et des Gaz.

² Modèle opérationnel.

L'Andra a entrepris des études expérimentales (Groupement de laboratoires « Thermo-Chimie ») ainsi qu'un travail de mise en cohérence de la littérature pour renforcer les bases de données thermodynamiques et cinétiques. Les E&R devraient être achevées en 2010 et les conclusions sur les effets des complexants organiques sur la spéciation des actinides seraient établies en 2011. L'Andra étudie à titre d'exercice la complexation du plutonium contenu dans un colis de déchets compactés de Melox renfermant des matières organiques. La complexation conduirait à une augmentation de la concentration en plutonium dans des lixiviats, mais avec de grandes incertitudes sur la nature des espèces.

La complexation des actinides a, en principe, un effet sur sa migration puisque chaque espèce chimique a son propre coefficient de diffusion dans un milieu donné (en fait on distingue seulement les espèces cationiques des espèces anioniques) et son propre coefficient de rétention sur un matériau donné. L'Andra a étudié à titre d'exercice la migration du plutonium complexé par l'acide isosacharinique à partir d'un colis de stockage renfermant 4 colis primaires de déchets compactés de Melox. Le plutonium complexé sous forme anionique est transporté sur des distances plus importantes que lorsqu'il n'est pas complexé. Mais ici aussi les incertitudes sont grandes. L'Andra a confié au Groupement de laboratoires « Transfert » le soin de simuler, d'ici à 2010, la migration des actinides selon plusieurs hypothèses.

En conclusion, l'Andra a mis en route des programmes d'E&R pour pouvoir se prononcer en 2011 sur les effets à long terme de la présence de matières organiques dans les colis de déchets MAVL.

Annexe 3

E&R DE L'ANDRA

Le programme de l'Andra a été construit en deux phases, la première allant jusqu'en 2009, la seconde couvrant la période 2010-2012. Les premiers résultats des essais dans le laboratoire souterrain (désaturation-resaturation, comportement thermique, étendue de la zone oxydante à la paroi du massif, rôle des bactéries, pression d'entrée des gaz) sont prévus pour le 3^{ème} trimestre 2009. La présente annexe concerne surtout les essais en laboratoire de surface et les efforts de modélisation et de calcul.

Les études dans le laboratoire souterrain portent sur un essai concernant, d'une part les problèmes de désaturation-resaturation, et d'autre part la modélisation de la production d'hydrogène. Le programme d'ingénierie paraît bien organisé ; il fournit déjà des pistes d'amélioration intéressantes.

Concernant l'étude des propriétés mécaniques et hydromécaniques couplées, un programme de tonalité fondamentale a été lancé ; il vise à relier les propriétés observables à grande échelle aux mécanismes à l'œuvre à plus petite échelle ; c'est une orientation que la Commission approuve. En revanche, l'utilisation de modèles de comportement, notamment mécaniques, est indispensable pour préparer les essais envisagés dans le laboratoire souterrain et conduire les calculs de prévision du comportement à moyen terme pour l'étude de la réversibilité et le dimensionnement des ouvrages.

7

▪ Problèmes géomécaniques étudiés par l'Andra

Les problèmes de géomécanique posés par la réalisation, l'exploitation puis la fermeture d'un stockage dans la couche d'argilite du Callovo-Oxfordien vers 500 m de profondeur sont de plusieurs natures.

Du point de vue du génie civil classique, et notamment de la circulation sans risque des personnels et des matériels sensibles, l'expérience accumulée depuis cinq ans dans les galeries du laboratoire souterrain est incontestablement favorable. En comparaison de nombreux tunnels, profonds ou non, qui soulèvent des problèmes difficiles de tenue des terrains – que l'on sait d'ailleurs souvent bien traiter – les galeries dans la couche du Callovo-Oxfordien ne posent pas de difficultés particulières de construction.

Mais un ouvrage destiné au stockage réversible de déchets radioactifs présente évidemment des exigences supplémentaires.

Pendant la période où les ouvrages seraient ouverts, c'est-à-dire au moins un siècle, il faut pouvoir en cas de besoin retirer assez facilement les colis déposés. Il faut notamment que les revêtements soient suffisants pour limiter les mouvements des terrains pendant cette période ; mais il faut aussi éviter de les surdimensionner et d'introduire des quantités inutiles de matériaux exogènes, acier ou béton. Le problème se pose par exemple pour le chemisage en acier des longues alvéoles de stockage des déchets HAVL : une ovalisation trop marquée rendrait difficile le retrait des colis glissés dans l'alvéole.

Du point de vue de la sûreté à plus long terme, il faut empêcher, limiter et en tout cas estimer précisément le développement, à la paroi des galeries, d'une zone fracturée ou endommagée, dite EDZ, dans laquelle la perméabilité aurait fortement augmenté : l'anneau de roche ainsi créé, devenu plus perméable que le milieu naturel, pourrait jouer un rôle de court-circuit pour les mouvements d'eau ou de gaz. On peut limiter l'extension ou l'intensité de cette zone par un choix adéquat de la méthode de creusement, de son rythme, de l'instant de pose du revêtement ou des conditions hydriques ; on doit aussi examiner les conditions dans lesquelles cette zone pourrait se cicatrifier. Mais c'est un problème auquel la géotechnique classique s'est peu intéressée jusqu'à présent ; la première tâche est d'observer, comprendre et modéliser le développement de l'EDZ et notamment, à Bure, les raisons de l'apparition des divers modes de fractures observés.

Plus généralement, à très long terme, le comportement thermo-mécanique de la roche fait partie, avec les phénomènes hydriques et physico-chimiques, du cadre structurel dans lequel on doit décrire l'évolution du stockage, le devenir des colis et la migration de radionucléides. La Commission a souligné à diverses reprises la difficulté de cette entreprise : l'échelle de temps à considérer est sans commune mesure avec celle qui intéresse les travaux usuels de génie civil et une simple extrapolation des résultats et des méthodes classiques ne sera pas suffisante pour asseoir une démonstration convaincante.

Pour traiter ces problèmes, l'Andra a constitué un groupement de laboratoires qui rassemble une grande part des meilleures équipes universitaires françaises et l'organisme GRS³ qui a travaillé pour le programme allemand d'enfouissement des déchets.

Les premiers travaux de ce groupement portent sur la compréhension et la modélisation des phénomènes fondamentaux susceptibles, à diverses échelles d'espace, de contribuer au comportement thermo-hydro-mécanique des argilites, à court et à long termes. Les premiers résultats portent sur la formulation d'une loi de comportement qui agrège les mécanismes élémentaires du comportement aux échelles du feuillet, de l'agrégat d'argile, puis du milieu composite intégrant les fractions carbonatées ou silteuses, en conditions saturées ou non. Ces travaux mettent en œuvre des techniques avancées de changement d'échelle. Le comportement différé (fluage) est examiné au moyen de techniques analogues ; il existe encore à ce stade des différences sensibles d'approche entre les différentes équipes.

Le travail expérimental a tiré parti du bilan des expérimentations menées pour le Dossier 2005.

Comme il est normal à ce stade, la démarche donne l'impression d'un foisonnement d'idées auxquelles manque encore une organisation d'ensemble. Il manque aussi un tableau synthétique du programme expérimental qui permette de se convaincre qu'on a couvert l'ensemble des questions importantes. Toutefois la Commission, qui a souligné à diverses reprises que les prévisions de long terme devaient s'appuyer sur une compréhension des mécanismes fondamentaux, ne peut qu'approuver le point de vue adopté. Il faut laisser à cet effort de recherche le temps nécessaire pour qu'il puisse déboucher sur des conclusions bien établies.

▪ **Expérimentations dans le laboratoire souterrain**

Le programme d'expérimentation dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne se poursuit ; les premiers résultats de la nouvelle campagne d'essais ne commenceront à être disponibles qu'au second semestre 2009. Commencé en 2004, l'essai sur la déformation des galeries apporte des données qui seront complétées par celles provenant de galeries plus récemment ouvertes. Leurs vitesses de convergence sont lentes (quelques 10^{-11} m par seconde)

³ Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit

mais non négligeables pour un ouvrage qui doit rester ouvert plus d'un siècle. Le rôle de l'orientation des galeries par rapport aux contraintes horizontales majeures est bien confirmé. La déformation est particulièrement importante (bien plus que ce que prévoit la théorie élastique, par exemple) dans les premiers mètres de la zone fracturée. L'évolution de la perméabilité avec le temps est observée depuis quatre ans. Elle croît puis se stabilise dans la zone fracturée ; un peu plus loin, dans la zone endommagée, elle est en général peu affectée. L'injection d'eau fait diminuer la perméabilité de la zone fracturée, sans doute en raison du gonflement de l'argile. On disposera ainsi, dans quelques années, d'un volume très appréciable de données sur une durée qui commencera à être significative. Il manque encore des données thermiques, importantes pour le calcul des alvéoles HAVL, mais les essais correspondants ne démarreront que fin 2009. Leur interprétation exigera un grand soin, l'influence de la température étant significative pour plusieurs phénomènes, d'ailleurs couplés entre eux.

♦ **Scellements**

La zone fracturée et endommagée engendrée par le creusement, dont on se doute qu'elle évoluera ultérieurement sous l'effet de la désaturation, du fluage de la roche, de la modification de la pression de pore, des altérations physico-chimiques, des variations de la température et de la pression des gaz engendrés, constitue un court-circuit potentiel de la barrière géologique. L'Andra a identifié précocement ce problème et a conduit des expérimentations souterraines, au caractère préliminaire, mais qui manifestaient bien l'intérêt porté à ce thème. De nouvelles expérimentations sont prévues avant 2015, mais la Commission a déjà demandé qu'on tire parti de la période actuelle pour faire un bilan critique de la position théorique du problème qui paraît beaucoup trop rudimentaire, et de ses implications technologiques.

♦ **Ventilation et désaturation, expérimentation SDZ**

La ventilation des ouvrages souterrains entraîne la circulation permanente d'air plus ou moins sec pendant toute la période qui s'étend de la création à la fermeture des alvéoles ou galeries. L'introduction de cet élément exogène est une des perturbations majeures apportées au milieu naturel souterrain. Son effet principal est de désaturer le massif, au moins au voisinage des galeries. La pose d'un revêtement ne fait que retarder quelque peu le phénomène.

Cette perturbation est mécanique, hydrique et chimique. La désaturation engendre un retrait, donc une contraction et une possible micro-fracturation de la roche, suivis d'une dilatation en cas de resaturation. Cet effet peut être cyclique puisque l'humidité de l'air introduit varie avec les saisons ; il s'ajoute aux effets des sollicitations thermiques, hydrauliques et mécaniques, ces dernières étant dues au poids des terrains. La désaturation permet aussi à l'oxygène de pénétrer dans le massif et de faire gonfler la pyrite contenue dans l'argilite. Elle modifie la pression de pore et donc les contraintes effectives au-delà de la zone endommagée. Toutes ces évolutions sont délicates à appréhender car elles sont couplées entre elles : l'endommagement de la roche, par exemple, accroît sa porosité et sa perméabilité et favorise une progression plus rapide de la zone désaturée.

A long terme, hormis son rôle possible pour l'étendue et l'intensité de l'EDZ, la désaturation peut retarder durablement le retour de l'eau vers les ouvrages : après arrêt de la ventilation c'est la perméabilité du massif, très faible, qui détermine la vitesse de resaturation du massif de sorte que celle-ci peut n'être acquise qu'après des siècles, en retardant d'autant le contact entre l'eau et les colis, ce qui est vraisemblablement un avantage. Du point de vue de la sûreté, le rôle de la désaturation est donc complexe et il semble qu'il soit trop tôt pour décider si ce phénomène doit être contrôlé, et dans quel sens.

En vue de concevoir et de dimensionner l'expérimentation SDZ conduite dans le laboratoire souterrain et consacrée à la désaturation, l'Andra a effectué une revue attentive des essais et observations faites dans les laboratoires souterrains de Mol, du Mont Terri et de Meuse/Haute-Marne. Dans ce dernier, 18 mois d'observation montrent que le front de désaturation se stabilise rapidement à 2 m de la paroi ; il est suivi plus lentement par le front d'oxydation. La progression des fronts est manifestement facilitée par l'endommagement ; le front de désaturation paraît buter sur la frontière de la zone endommagée. En même temps, les phénomènes de sorption-désorption ont été étudiés au laboratoire.

L'expérimentation de ventilation contrôlée SDZ a été préparée avec soin, en tirant les leçons des essais passés et en portant une grande attention aux conditions à la limite et initiales, ce qui conduit à placer très tôt des capteurs. L'objectif est de mesurer la désaturation globale, d'en apprécier les effets hydriques et hydrauliques dans le massif ainsi que les conséquences mécaniques à l'échelle de la galerie d'essai.

L'expérimentation a fait l'objet de simulations numériques préalables visant à dimensionner l'essai, notamment pour préciser la position des capteurs, et à effectuer des prévisions qui seront confrontées aux résultats des essais. C'est une démarche que la Commission approuve. L'EDZ est simulée par un milieu poreux continu équivalent ; sa réponse aux sollicitations hydriques est très rapide en raison de sa forte perméabilité. Le couplage mécanique devrait être introduit prochainement.

♦ Génération de gaz

Des quantités importantes d'acier - revêtements, colis, chemisages - sont introduites dans le stockage et abandonnées lors de la fermeture. Après celle-ci, le milieu environnant redevient rapidement réducteur mais la présence d'eau permet une corrosion et la formation lente d'hydrogène. Celui-ci est évacué par diffusion à travers la porosité de l'argilite mais ce processus est très lent – c'est la contrepartie de la très faible perméabilité du massif – et la pression de l'hydrogène dans les alvéoles et galeries peut atteindre un niveau élevé susceptible de micro-fracturer le massif. Par ailleurs, la formation de gaz peut retarder le retour de l'eau du massif vers les galeries et alvéoles ; elle peut aussi compliquer la discussion relative au fonctionnement des scellements. L'ensemble de ces phénomènes n'est pas très bien connu, même s'ils jouent un rôle important pour d'autres formes de stockage souterrain (stockage de gaz naturel et de CO₂). La Commission avait encouragé l'Andra à accroître les connaissances, à valider les modèles et à confronter ses résultats à ceux obtenus dans d'autres pays.

De ce dernier point de vue, l'Andra a participé à l'élaboration d'un programme européen, Forge⁴, consacré aux problèmes posés par les transferts de gaz, qui regroupe 24 organismes de 12 pays européens, dont les principaux organismes en charge de la gestion des déchets radioactifs. Les objectifs de ce programme sont l'expérimentation et la modélisation. La disponibilité de quatre laboratoires souterrains dont celui de Meuse/Haute-Marne, est un atout important. Le programme comporte une analyse de l'état de la prise en compte, dans les études de sûreté, du gaz ainsi engendré, du terme source gaz, du rôle des barrières ouvragées, de l'EDZ et de la zone saine ; il vise à améliorer les modèles phénoménologiques et numériques.

La pénétration de gaz dans une roche saturée d'eau, hormis le mécanisme plus lent de diffusion, requiert en principe une surpression nécessaire pour vaincre les forces capillaires ; cette surpression est appelée pression d'entrée. Ce paramètre est important car une pression d'entrée élevée peut contribuer à rendre très lente l'évacuation du gaz formé. Cette notion, et les notions connexes de perméabilité relative et de saturation, ont été élaborées dans le contexte de

⁴ Fate of repository gases.

l'exploitation pétrolière pour des roches perméables. Leur généralisation à des roches très peu perméables, comme l'argilite, pose des problèmes qui tiennent d'abord à la difficulté de la mesure : les perméabilités faibles imposent des temps d'observation très longs et la saturation parfaite est très délicate à réaliser sur des éprouvettes de laboratoire. L'Andra a suscité plusieurs travaux universitaires qui tendent à établir que la pression d'entrée pourrait être sensiblement plus faible qu'il n'est communément admis.

Plus généralement, l'Andra s'appuie sur un groupement de laboratoires qui a pour objectif de caractériser le comportement au gaz (diffusion et écoulement de Darcy généralisé) des matériaux du stockage, argilite, béton, bentonite et interfaces, en relation avec le programme européen Forge.

Du point de vue de la modélisation et du calcul numérique, le Dossier 2005 avait décrit ces phénomènes de manière vraisemblablement majorante mais encore assez rudimentaire. L'Andra a entrepris un effort important pour mieux cerner les mécanismes physiques, en améliorer la description et réduire les marges d'incertitude qui affectent les résultats principaux des calculs, notamment ceux relatifs à la pression maximale du gaz et au moment où elle est atteinte. La relation entre degré de saturation et taux de production d'hydrogène est prise en compte de manière plus fine, les jeux géométriques sont explicitement décrits et de façon générale les couplages sont écrits de manière plus complète. Un calcul bidimensionnel a été conduit pour une alvéole MAVL pendant 10 000 ans. Le code numérique fait l'objet d'exercices d'inter-comparaison avec d'autres codes. Ce programme se poursuivra avec de nouvelles améliorations.

Le problème de la génération de gaz peut aussi influencer les choix en matière d'architecture du stockage ; ce point est abordé plus loin.

Annexe 4

OPTIONS DE CONCEPTION ET ARCHITECTURE

A échéance de 2009, il est prévu par l'Andra une révision des options de conception du stockage telles qu'elles étaient présentées dans le Dossier 2005. Celui-ci n'avait permis d'envisager qu'à grands traits la sûreté du stockage en exploitation. Le projet prend progressivement un caractère plus industriel qui implique une description plus détaillée des options techniques. La révision concerne deux grands thèmes, l'architecture générale et l'architecture interne du stockage.

▪ Architecture générale du stockage

Le Dossier 2005 séparait deux grandes zones de stockage (dites B et C à l'époque), nettement distinctes, et une zone d'accès excentrée où étaient regroupés les puits d'accès verticaux. Les colis de déchets étaient placés dans des alvéoles borgnes, aux extrémités d'une architecture arborescente qui s'organisait à partir de la zone des puits. L'accès aux travaux se faisait par des réseaux de 4 à 5 galeries parallèles, spécialisées en transport de colis, travaux ou retour d'air. Le transport des déblais, du béton et du remblai se faisait par rail. Le volume total des ouvrages souterrains était de l'ordre de 7,6 millions de m³ (dans le scénario d'inventaire des déchets stockés dit scénario S1a).

L'effort principal a porté sur la recherche d'une souplesse accrue (par exemple, le roulage sur pneus est préféré au rail) et surtout d'une plus grande simplicité de l'architecture, en réduisant le nombre et le linéaire total des galeries et en rapprochant les puits d'accès, regroupés dans une zone de soutien plus centrale. Dans cet effort de révision, la simplicité et la fiabilité de la ventilation sont des préoccupations essentielles pour la sûreté en exploitation tant en fonctionnement normal (en comparaison d'une mine classique, la dimension nucléaire apporte des sujétions particulières) qu'accidentel (incendie).

L'Andra envisage, en complément de puits verticaux, le recours à une descenderie de 5 km environ qui donnerait une souplesse accrue d'implantation des installations de surface. Une descenderie peut aussi être favorable du point de vue des risques de chutes de colis qui en deviendraient potentiellement moins rares mais moins graves. Toutefois le bilan des avantages et inconvénients, par exemple sur la modification du régime hydraulique ou la facilité de fermeture exigera un peu de recul, d'autant que les choix effectués peuvent avoir des implications qui doivent être discutées avec les acteurs locaux.

A nouveau, la Commission demande qu'un tel bilan lui soit présenté.

L'Andra analyse aussi le degré souhaitable de progressivité des travaux d'ouverture des vides souterrains, pour permettre des évolutions éventuelles de la conception des ouvrages en fonction du retour d'expérience. Cette réflexion est liée au thème de la réversibilité mais aussi à celui de la reconnaissance de la formation géologique : doit-elle, par exemple, être dès l'origine la plus exhaustive possible ? Sur un plan plus technique, cette analyse doit intégrer le choix des procédés de creusement. L'alternative principale concerne la machine à attaque ponctuelle ou le tunnelier, ce dernier étant vraisemblablement plus économique mais moins progressif par nature. Les expérimentations prévues pendant la période 2009-2012 apporteront de ce point de vue des enseignements utiles.

La Commission souhaite être tenue informée des développements relatifs à la conception de l'architecture générale du stockage et des motifs qui les inspirent.

▪ **Architecture interne et options de conception du stockage des déchets.**

Les alvéoles de stockage des déchets C (HAVL) étaient dans le Dossier 2005 des tunnels cylindriques horizontaux borgnes d'une longueur d'une quarantaine de mètres et d'un diamètre excavé de 70 cm environ. De l'intérieur vers l'extérieur, ils contenaient le colis primaire (verre), placé dans un sur-conteneur en acier non allié chargé de retarder durablement la mise en contact du colis avec l'eau, puis un chemisage qui assure la tenue mécanique pendant la phase d'exploitation et facilite un retrait éventuel. Les colis, séparés par des intercalaires inertes pour mieux répartir la charge thermique qui est notable pour certains déchets, devaient être mis en place par un robot à vérins poussant les sur-conteneurs munis de patins de glissement en céramique. Après dépose des colis dans l'alvéole, un bouchon métallique de protection radiologique était mis en place en avant de la tête d'alvéole d'une longueur de 8 m environ, dont le chemisage était finalement déposé.

Le Dossier 2005 avait montré que la corrosion de l'acier non allié, provoquée par la présence d'oxygène résiduel ou, ultérieurement, d'eau provenant du massif, engendrait à long terme des volumes significatifs d'hydrogène. Comme indiqué plus haut, la diffusion dans le massif argileux n'évacue que lentement le gaz formé dont la pression, dans les galeries et alvéoles, pourrait atteindre des niveaux élevés. Les révisions envisagées visent à limiter ou ralentir la corrosion, soit en cherchant une meilleure maîtrise des états métallurgiques du sur-conteneur ; soit en maintenant le chemisage en tête d'alvéole (avantageux pour la réversibilité, celui-ci permet une obturation favorable à l'établissement rapide de conditions anoxiques) ; soit enfin en améliorant l'étanchéité à l'eau des jonctions entre tronçons de chemisage. Pour ces dernières, on s'oriente vers des connexions filetées plutôt que du soudage. Ce dernier procédé est plus long à mettre en œuvre et on le réserverait au bouchon de radioprotection. L'Andra envisage aussi l'utilisation de matériaux remplaçant les aciers non alliés, céramiques pour le sur-conteneur et granite pour le chemisage. Ils présentent toutefois l'inconvénient d'avoir une faible ténacité.

Pour la robustesse des dispositifs de mise en place, une autre piste de progrès consisterait à compléter le robot pousseur par un pousseur externe à l'alvéole qui permettrait l'introduction de trois longueurs de colis avant mise en œuvre du robot ; le même système permettrait le retrait éventuel des colis. Le dessin de la tête d'alvéole serait donc modifié.

Le choix d'alvéoles plus longues, *a priori* solution plus simple, reste en attente des résultats d'essais de creusement à conduire dans le laboratoire souterrain dans la période 2010-2012.

La Commission souhaite être informée de ces développements.

Dans le Dossier 2005, les alvéoles de déchets B (MAVL) étaient des tunnels borgnes de 250 m de long avec un diamètre excavé de 9 à 12 m, revêtus de béton. Les colis primaires étaient placés dans un conteneur parallélépipédique en béton, de 1 à 2 m de côté, fermé par un couvercle et mis en place dans l'alvéole par un chariot élévateur auto-opéré. La tête d'alvéole comportait un sas de protection. Le retour d'air se faisait par un conduit ménagé dans la voûte du revêtement en béton.

Les pistes de révision concernent notamment la conception des conteneurs, avec des objectifs de tenue mécanique, d'évacuation de l'hydrogène et d'intégrité pendant la période de réversibilité et, de façon générale, de minimisation des vides laissés. L'utilisation de bétons auto-plaçants avec une formulation sans fibre paraît permettre un meilleur moulage. Le couvercle pourrait être encastré et boulonné pour éviter l'utilisation de liants cimentaires en ambiance radioactive, tout en laissant la possibilité d'un débit de fuite d'hydrogène suffisant. La manutention fait également l'objet d'études, visant notamment à réduire le risque de chute de colis : on envisage un pré-empilage des colis en tête d'alvéole, suivi d'une translation horizontale dans l'alvéole pour les colis de plus grandes dimensions de plus de 15 tonnes et, pour les colis plus petits, un pont roulant qui permet de réduire la hauteur de survol. Cette souplesse serait bien adaptée à la variété des colis qui concerne surtout les plus anciens d'entre eux. Ces études paraissent pouvoir déboucher sur des améliorations réelles d'ici à 2015, avec la réalisation d'un prototype lancée en 2009 pour le pré-empilage.

Des alvéoles qui ne seraient plus borgnes présenteraient des avantages pour l'exploitation et pour la réversibilité ; en outre la ventilation deviendrait « passante ». Ce choix exigera une argumentation solide de l'Andra pour montrer qu'il n'y a pas dégradation de la robustesse du système, pour laquelle le Dossier 2005 avait montré l'apport favorable de l'architecture borgne.

▪ **Réflexions de la Commission**

La Commission a insisté sur les risques que comporterait un choix définitif prématuré des options d'architecture et approuve donc la démarche de l'Andra qui a déjà conduit à des résultats significatifs. Le choix de l'Andra d'un classement des options, modifiable au cours du temps, en « référence », « variante » et « piste de progrès », suivant leur degré de maturité, paraît bien adapté. De même la Commission approuve la réalisation de vérifications de sûreté dans lesquelles les conséquences des modifications d'architecture envisagées sont estimées au moyen d'un calcul de débit molaire à la sortie de la formation hôte dont les résultats sont comparés à ceux du Dossier 2005. Deux questions se posent néanmoins.

L'évaluation de la sûreté comporte d'une part des calculs conduisant à une prévision de débits molaires ou de débits de dose, que l'Andra conduit pour apprécier l'effet des modifications d'architecture envisagées et, d'autre part, une appréciation plus générale portant sur la démontrabilité, la redondance ou la robustesse. Ces dernières notions plus qualitatives offrent des marges supplémentaires visant à couvrir des incertitudes de connaissance que les calculs intègrent difficilement. Par exemple, la modification de la ventilation n'entraîne pas de grande modification des débits calculés mais fait peut-être perdre en robustesse. La difficulté réside dans les poids respectifs à attribuer aux résultats chiffrés et aux critères plus qualitatifs. Une voie de progrès consisterait à ce que ces derniers, dont la définition est restée un peu vague, soient précisés pour qu'on ne risque pas de les sacrifier systématiquement aux seuls résultats de calculs de dose.

La Commission invite l'Andra à lui présenter ses réflexions sur ce point.

Une question liée est celle des critères qui inspirent le choix final des options. L'Andra en a retenu dix : sûreté après fermeture, sûreté en exploitation, santé et sécurité au travail, réversibilité, coût, impact sur l'environnement, faisabilité technique, démontrabilité scientifique, flexibilité et progressivité pour l'implantation et le développement futur du stockage et enfin aptitude à l'observation-surveillance. Il faut s'attendre à ce qu'on ne puisse trouver pour chaque problème particulier une solution qui soit optimale du point de vue de tous ces critères simultanément. Il manque des indications sur la manière dont l'Andra envisage la hiérarchie ou l'articulation entre

ces critères. Dès lors que les conditions de sûreté en exploitation et de sécurité, des travailleurs et du public, seront démontrées être de même niveau que pour des installations nucléaires de surface, alors la sûreté après fermeture devrait être considérée comme l'objectif prioritaire. L'énoncé d'une position de principe de l'Andra contribuerait à éclairer le détail des discussions relatives à chaque question technique particulière.

Annexe 5

MODÈLE GÉOLOGIQUE CONCEPTUEL

Dans le Dossier 2005, l'Andra avait présenté un modèle géologique conceptuel très élaboré du site de Meuse/Haute-Marne qui avait permis de définir une zone de transposition d'environ 250 km² sur laquelle les propriétés de la couche-hôte du Callovo-Oxfordien pouvaient être espérées comme homogènes. Conformément aux objectifs de l'échéance 2009, l'Andra, en 2007 et 2008, a cherché à conforter ce modèle en réalisant des reconnaissances plus détaillées sur la zone de transposition dans le but d'identifier une ou plusieurs zones dites « zones d'intérêt pour une reconnaissance approfondie » (Zira) dont la superficie serait de l'ordre de 30 km² ce qui laisserait une latitude suffisante pour implanter un stockage profond en tenant compte des diverses contraintes à la surface du sol.

Forte de l'expérience acquise pour la préparation du Dossier 2005 et en tenant compte des remarques des évaluateurs, l'Andra a avancé sur trois questions :

- ❖ le modèle sédimentologique de la couche-hôte du Callovo-Oxfordien et de sa couverture d'Oxfordien calcaire ;
- ❖ le contexte sédimentaire des encaissants supérieurs (Oxfordien calcaire) et inférieurs (Dogger) de la couche-hôte ;
- ❖ le schéma structural régional dont la connaissance fournit le cadre de la compréhension du régime de fracturation des roches.

17

▪ Le modèle sédimentaire du Callovo-oxfordien

Quatre nouvelles plates-formes de forage avec carottage continu et diagraphies ont permis de reconnaître la formation hôte vers le nord de la zone de transposition complétant ainsi les connaissances déjà acquises qui concernaient plutôt le sud de cette zone dans le voisinage du laboratoire souterrain. Sur le plan sédimentologique général, il est confirmé sur l'ensemble de la zone de transposition la présence de trois séquences sédimentaires comportant chacune une phase transgressive de montée du niveau marin suivie d'une phase régressive où le niveau s'abaisse. Ce phasage se manifeste par une évolution continue de la nature des dépôts, la teneur en carbonates ayant tendance à augmenter avec l'abaissement du niveau de la mer. La fin d'une phase transgressive se marque ainsi par un maximum d'argilosité correspondant aux meilleures propriétés de confinement pour la roche-hôte. Sur un plan sédimentologique détaillé, une analyse originale est réalisée en étudiant sur la base des diagraphies les cycles sédimentaires à haute fréquence impliqués par les changements climatiques sous l'effet de la variabilité des paramètres de rotation de la terre. Cette analyse permet une corrélation extrêmement fine des couches d'un forage à l'autre et met ainsi en évidence la continuité des dépôts sur la zone de transposition avec cependant quelques rares lacunes de sédimentation dont il a pu être vérifié qu'elles sont sans conséquences sur les propriétés du Callovo-Oxfordien. L'analyse met également en évidence que les apports de matériaux détritiques se sont faits à partir du nord-est ce qui permet d'expliquer la diminution d'épaisseur de la couche du Callovo-Oxfordien vers le sud-ouest. Au final l'Andra conclut à la très grande homogénéité sédimentaire de la formation hôte et indique que le centre géométrique de la couche se place au sein d'une unité très argileuse proche du maximum d'argilosité de la séquence médiane.

▪ La couverture d'Oxfordien calcaire

L'Andra a entrepris une étude détaillée de la couverture calcaire du Callovo-Oxfordien. Il est ainsi établi que les dépôts carbonatés se sont mis en place dans un contexte progradant du nord-est vers le sud-ouest entraînant une succession de faciès d'environnement protégé, de faciès de barrière et de faciès de mer ouverte. Ces hétérogénéités de sédimentation permettent d'expliquer la présence des niveaux poreux à plus forte perméabilité que les études hydrogéologiques avaient déjà mis en évidence. Ces niveaux poreux assez continus correspondent à des faciès d'environnement protégé ayant subi une diagenèse précoce. Cette connaissance améliorée de la couverture n'a pas d'impact sur l'évaluation de son aptitude au confinement, car l'Andra place délibérément l'Oxfordien calcaire en dehors de la formation hôte, même lorsqu'il présente des propriétés pétrophysiques très voisines du Callovo-Oxfordien comme c'est le cas au niveau du laboratoire souterrain ; cette nouvelle connaissance vient par contre confirmer le caractère hétérogène de l'encaissant supérieur et la présence en son sein d'horizons poreux distribués sur l'ensemble de la zone de transposition qui confèrent à la couverture un caractère aquifère.

▪ L'encaissant inférieur de la formation hôte

Une grande partie de la connaissance est en cours d'acquisition grâce à l'interprétation des données du forage profond EST-433, implanté au centre de la zone de transposition, qui a traversé l'ensemble des formations secondaires jusqu'au Trias inférieur.

Le Dogger calcaire situé sous la formation hôte a été reconnu dans sa partie supérieure (Bathonien) par cinq nouveaux forages. Une thèse en cours s'intéresse à la relation entre les faciès sédimentaires et la diagenèse, témoin des circulations de fluides marins ou continentaux ayant affecté le Dogger au cours de son histoire géologique ; cette problématique est utile car les résultats permettront d'apporter des informations sur la nature des fluides qui ont circulé en limite inférieure de la couche-hôte. Un résultat important ressort des études qui est de montrer que, sur la zone de transposition le sommet du Dogger calcaire peut être considéré comme isochrone ; il présente un faciès peu variable avec une unité marneuse dont l'épaisseur se réduit du nord-est vers le sud-ouest ; ceci confirme que la base de la couche-hôte est bien caractérisée et qu'il n'y a pas de surprise à redouter sur la régularité de la limite inférieure du Callovo-Oxfordien.

Peu d'informations sont aujourd'hui disponibles sur les acquis du forage profond ; il est rapporté que les marnes du Keuper (partie terminale du Trias) sont riches en sel et d'une épaisseur plus importante que prévue (200 m). L'un des objectifs du forage profond était la reconnaissance du potentiel géothermique du Trias inférieur. D'après les premières investigations, cette formation se révèle très peu perméable avec une température modeste de 66 °C indiquant un faible intérêt géothermique par comparaison à ce qui est rencontré dans le centre du Bassin de Paris. Il sera nécessaire d'attendre l'avancement des travaux du GDR Forpro pour que les informations de ce sondage soient pleinement valorisées.

▪ Le schéma structural régional

En incluant les nouvelles campagnes de sismique-réflexion de 2007-2008, l'Andra dispose à présent sur la zone de transposition d'un réseau de lignes sismiques sur une longueur cumulée d'environ 300 km avec un maillage de l'ordre de 3 km. Ces données ont fait l'objet d'une interprétation ou d'une réinterprétation avec des techniques 2D. Rappelons que cette méthode géophysique éprouvée de longue date, en particulier dans la recherche pétrolière, permet d'identifier et de cartographier des réflecteurs sismiques correspondant à des discontinuités de la

vitesse du son dans le sous-sol ; elle est donc bien adaptée pour distinguer des strates de roches de natures différentes. Les décalages observables entre les strates permettent de remonter au tracé des failles ; on estime cependant que des décalages inférieurs à 10 m (exceptionnellement 5 m) ne sont pas visibles avec des techniques 2D, ce qui implique que seules les failles de rejet important seront détectées.

En conclusion actuelle de la campagne sismique, des failles secondaires sont mises en évidence, uniquement dans le nord de la zone de transposition. Ces failles sont dites secondaires car elles ont une faible extension ne recoupant que rarement deux profils sismiques parallèles. Elles ne sont visibles que dans le Trias ou parfois le Lias mais jamais dans le Dogger et *a fortiori* dans le Callovo-Oxfordien.

Outre les résultats de la sismique, des levés géologiques de terrain ont permis de mieux cartographier les failles de direction N150 connues dans la zone dite de fracturation diffuse située au sud de la zone de transposition. Il est montré que plusieurs de ces failles traversent les failles majeures du fossé de Gondrecourt ; cette information fournit les arguments pour une interprétation géodynamique régionale qui attribue à ces dernières, apparues au moment de la phase de compression pyrénéenne, un rôle d'amortisseur lorsqu'elles ont pu rejouer plus tardivement au moment de la phase de distension oligocène. Cette configuration a ainsi protégé la zone nord de la fracturation, ce qui explique le calme structural constaté dans la zone de transposition.

▪ La modélisation hydrogéologique conceptuelle

Conformément aux attentes des évaluations du Dossier 2005, le modèle conceptuel hydrogéologique de secteur a notablement progressé sur la base des nouvelles investigations de 2007-2008. Ceci a été atteint grâce au raffinement du modèle géologique et aux données piézométriques apportées par quatorze nouveaux forages. Les principaux éléments nouveaux se résument ainsi :

- ❖ le rôle aquifère de l'Oxfordien calcaire en couverture de la couche hôte est confirmé sous l'effet de l'interconnexion hydraulique des différents niveaux poreux qui y ont été identifiés. La structure piézométrique de cet aquifère est maintenant bien connue montrant une alimentation par les zones d'affleurement au sud-est et un drainage vers les vallées de la Marne et de la Meuse ;
- ❖ la zone de fracturation diffuse au sud de la zone de transposition est un secteur de circulation souterraine privilégié vraisemblablement sous l'effet drainant des fractures ;
- ❖ le Dogger sous-jacent à la formation hôte est reconnu par cinq nouveaux forages sur le secteur ; ceux-ci ont révélé un caractère nettement plus aquifère de cette formation que ce qu'il ressortait des connaissances antérieures avec des transmissivités localement élevées mais hétérogènes. La piézométrie a également été affinée ; une structure en dôme drainée vers la Marne et vers la Meuse apparaît à présent, se substituant à la structure en plateau à la direction d'écoulement imprécise qui prévalait ; cette situation pourrait être un indicateur du rôle hydraulique joué par la faille de la Marne en profondeur ;

- ❖ l'absence de failles se développant dans le Dogger sur la zone de transposition milite pour une absence d'échanges hydrauliques entre le Dogger et l'Oxfordien à travers des discontinuités ; ceci est corroboré par des faciès chimiques différents des eaux entre ces deux formations ;
- ❖ la mesure du niveau piézométrique du Trias observé dans le forage profond fait apparaître un niveau inférieur à celui du Dogger ce qui interdit toute contamination actuelle des eaux du Dogger par le Trias au centre de la zone de transposition.

Sur le plan régional, l'Andra a tenu compte des souhaits des évaluateurs en retravaillant la géométrie des failles majeures du Bassin de Paris dans le but d'être en mesure de simuler leur rôle hydraulique et de ce fait rendre plus réaliste la détermination des conditions aux limites du modèle hydrogéologique de secteur.

Des progrès importants ont été faits dans la conceptualisation de l'hydraulique souterraine à l'échelle du secteur encadrant la zone de transposition. Ces améliorations portent sur la morphologie des encaissants aquifères de la formation hôte, sur la structure des écoulements souterrains et des conditions aux limites pour ces deux encaissants et sur les valeurs des paramètres d'écoulement. Des informations nouvelles ont été également recueillies sur la chimie des eaux dans l'espoir d'apporter des contraintes au modèle d'écoulement. Ces informations, notamment celles relatives au Trias n'ont encore été que peu interprétées, en partie faute de temps ; il est probable que la compréhension des données géochimiques ne pourra se faire à l'échelle du secteur et qu'il faudra envisager leur intégration dans le modèle régional comme cela avait déjà été recommandé à plusieurs reprises par les évaluateurs.

▪ Le modèle hydrogéologique numérique

L'Andra a confié à l'Université de Neuchâtel (Suisse) la réalisation du modèle hydrogéologique numérique. Le chargé d'étude a repris les concepts de base du modèle du Dossier 2005 qui avait été élaboré par l'IFP en tenant compte des commentaires des différents évaluateurs. Ces commentaires portaient essentiellement sur la mise en cohérence du modèle régional intéressant l'ensemble des systèmes aquifères du Bassin de Paris et du modèle de secteur Marne-Meuse, la capacité de prendre en compte le rôle hydraulique des discontinuités géologiques du Bassin de Paris, la nécessaire amélioration de la représentation des écoulements dans l'aquifère sous-jacent du Dogger et l'introduction de contraintes dans le modèle d'écoulement par la prise en compte des transferts d'indicateurs chimiques naturels.

A cette fin, l'Université de Neuchâtel a entrepris la construction d'un modèle unique rassemblant la problématique de secteur et la problématique régionale sur la base du modèle conceptuel géologique comprenant 27 couches élaboré par l'IFP. Une reprise des données géologiques a été entreprise pour corriger la géométrie des couches afin de mieux représenter le tracé et le rejet des failles majeures ; la paramétrisation des coefficients hydrodynamiques du modèle 2005 a été révisée en assurant le raccordement entre la région et le secteur. Une structure maillée tridimensionnelle, s'appuyant sur la représentation en couches, la structure des failles et le réseau hydrographique, a été construite au moyen d'éléments prismatiques à base triangulaire pour servir de base à un calcul numérique en éléments finis. La taille moyenne des mailles est de 5 km au niveau régional et de 400 m au niveau du secteur, la taille minimale descendant à 50 m. L'outil de calcul numérique utilisé est le code GW mis au point à l'Université de Neuchâtel capable de simuler les écoulements en milieu poreux et le transport de matière.

Au cours de l'audition, le chargé d'étude a présenté les bases de son approche de modélisation et la méthode retenue pour s'approprier les données et résultats antérieurs. Il a également montré l'ébauche de résultats de simulation montrant l'aptitude au fonctionnement de son outil numérique sur la structure très complexe de son modèle. Aucun résultat validé démontrant une amélioration de la modélisation hydrogéologique dans le sens poursuivi par l'Andra n'est encore disponible.

Annexe 6

E&R SUR L'OBSERVATION-SURVEILLANCE

Le programme Posei⁵ de l'Andra est évidemment très complémentaire des E&R sur la réversibilité ; il a connu comme principaux développements en 2008 la constitution effective d'un groupement de laboratoires (GL) incluant plusieurs entreprises, l'élargissement du retour d'expérience en auscultation (Andra, LCPC, Areva, EDF, étranger) et la préparation de l'implantation de démonstrateurs d'auscultation au laboratoire souterrain.

Le programme du groupement de laboratoires est articulé en deux volets :

- ❖ le volet « moyens » qui concerne la création ou l'adaptation de technologies à leur « durcissement » en environnement de stockage. Les études engagées concernent des mesures distribuées de température et de déformation sur fibre optique ; des mesures chimiques locales (H₂, évolution de matériaux...) ; des mesures de saturation en eau de matériaux géologiques et ouvrages ; des développements de capteurs sans fil.
- ❖ le volet « stratégies » qui vise à développer les approches permettant de répondre aux besoins d'observation-surveillance ainsi qu'aux besoins de durabilité, de fiabilité, de certification et de qualification (en situation et métrologique) des moyens d'auscultation.

Une analyse critique du système d'auscultation du Dossier 2005 a été menée en tenant compte de retours d'expériences minières et de génie civil. Pour certains instruments, de premières actions de qualification métrologique en situation doivent être engagées en 2009. Elles seront prolongées de 2010 à 2012 en même temps que seront constitués des démonstrateurs d'ouvrages (alvéoles MAVL et HAVL) dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne.

⁵ Programme d'Observation et de Surveillance de l'Environnement de surface et des Installations.

Annexe 7

ANALYSES POUR LE CHOIX DE LA ZIRA

L'échéancier prévu pour le choix de la Zira est le suivant :

- ❖ d'ici à fin 2009, proposition au Gouvernement d'une Zira et de deux ou trois ZIIS en prenant en compte les attentes des populations locales ;
- ❖ début 2010, validation par le Gouvernement de la Zira et des ZIIS associées ;
- ❖ 2010-2011, reconnaissance approfondie de la Zira et études d'aménagements sur les ZIIS ;
- ❖ 2012, proposition par l'Andra des sites d'implantation pour le stockage et les installations de surface ;
- ❖ 2012-2013, débat public, choix des sites.

L'Andra recense actuellement les zones propices en fonction de contraintes industrielles et socio-environnementales : zones à faible pente, extension des bassins versants, risque d'événement d'origine naturelle ou humaine, périmètres de protection divers, urbanisation, patrimoine à protéger, connexions aux infrastructures de transport.

L'Andra réalise une estimation des flux des matières qui devront transiter jusqu'au stockage. Ces flux concernent les colis de déchets qui proviendront des sites d'expédition de La Hague, Marcoule et Cadarache ; sur la base du Dossier 2005, environ 700 emballages MAVL et 30 emballages HAVL par an seront concernés pendant la durée d'exploitation. Les autres flux concerneront les matériaux de construction tels que les granulats dont l'Andra étudie la possibilité d'approvisionnement local.

L'Andra met aussi l'accent sur les aspects socio-économiques ; plusieurs initiatives sont en cours avec le CLIS, les Conseillers généraux, les communes du Pays barrois et les acteurs économiques de Meuse et de Haute-Marne ; des contacts ont été pris avec les Conseillers régionaux et il est souhaité renforcer le dialogue avec le monde associatif concerné par l'environnement, le patrimoine et la culture.

Dans l'hypothèse d'un déport entre la Zira et les ZIIS, le choix de la Zira peut être fait en se référant à des critères géologiques évalués en fonction de leur impact potentiel sur la sûreté du stockage. En se basant sur les analyses du Dossier 2005, l'Andra examine les paramètres suivants :

- ❖ Les propriétés pétrophysiques de la roche-hôte

En se référant à l'analyse de sensibilité du Dossier 2005, il est montré que la variabilité des paramètres de perméabilité, de diffusion et de rétention du Callovo-Oxfordien constatée sur la zone de transposition est trop faible pour entraîner une dispersion significative des flux de radionucléides en sortie de la couche d'argilite ou de la dose à l'exutoire. De plus, la variabilité des propriétés mécaniques qui jouent essentiellement un rôle sur la tenue mécanique des ouvrages et la constitution de l'EDZ, ne s'observe que verticalement dans

la couche ; elle est donc sans influence tant que les ouvrages sont réalisés au centre de la couche dans la zone d'argilosité maximale. L'Andra conclut ainsi que la variabilité des propriétés pétrophysiques du Callovo-Oxfordien, telles qu'elles apparaissent à ce jour, ne constitue pas un critère de choix à l'intérieur de la zone de transposition.

❖ Les caractéristiques géométriques de la couche

Sont retenues l'épaisseur, la profondeur du centre de la couche et la valeur du pendage. Les calculs montrent que le flux de radionucléides en sortie de couche est sensible à l'épaisseur d'argile isolant les colis de l'environnement hydrogéologique. Cependant si l'on place les ouvrages à un maximum d'argilosité, la valeur de la garde argileuse ne peut être supérieure de + 10 m à celle de référence du Dossier 2005 (60 m), et cela seulement sur une très petite surface au sud-est de la zone de transposition, ce qui relativise la portée de ce critère. La profondeur joue un rôle sur l'importance de l'endommagement ; un seuil pourrait être fixé vers 540-590 m au-delà duquel l'endommagement apparaît significativement plus important. Cette contrainte tendrait alors à privilégier la moitié sud-est de la zone de transposition comme étant la moins profonde. La valeur du pendage de la couche n'a pas de répercussion sur la sûreté du stockage étant donné le faible pendage général ; les zones de plus faibles pendages apparaissent cependant plus favorables pour la réalisation d'ouvrages souterrains d'extension plurikilométrique ; cette contrainte va toutefois à l'encontre de celle relative à la profondeur dans la mesure où les plus forts pendages sont rencontrés sur la moitié sud-est de la zone de transposition.

❖ Les conditions aux limites hydrogéologiques de la couche du Callovo-Oxfordien.

Ces conditions sont susceptibles d'exercer leur influence sur le transport des radionucléides dans l'argile sous l'effet des gradients de charge hydraulique et de salinité imposés par les aquifères encaissants. Les modélisations montrent que le gradient hydraulique qui agit sur le transfert convectif, n'est réellement influent que dans le cas des scénarios dégradés où apparaissent des zones de perméabilité accrue suite à la défaillance des scellements. Toute zone présentant un gradient plus élevé ou susceptible de l'acquiescer dans le futur sous l'effet de modifications morphologiques et climatiques régionales serait donc moins favorable. Le gradient de salinité est essentiellement imposé par la concentration en chlorures de l'encaissant inférieur, le Dogger, qui apparaît variable de 0,3 g/l au sud-ouest à 4 g/l au nord-est ; les raisons de cette variabilité ne sont pas encore comprises mais il ressort des études sur la migration dans l'argilite que les paramètres de diffusion pourraient augmenter avec la salinité, de manière toutefois faible étant donné la gamme de concentration observée. S'agissant de mécanismes très complexes, la prudence conduirait à préférer des zones où la salinité est la moins élevée.

Au cours des auditions l'Andra a affiché son projet pour que l'accès des déchets au lieu de stockage se fasse au moyen d'une descenderie ; cette disposition s'accorde bien avec la séparation entre Zira et ZIIS dans la mesure où elle permet théoriquement de privilégier la qualité du sous-sol pour l'implantation du stockage et des critères d'aménagement du territoire pour l'implantation de la ou des ZIIS. Un degré supplémentaire de souplesse est obtenu avec l'option descenderie car rien n'interdit de placer les ZIIS à l'extérieur de la zone de transposition ; compte tenu de la longueur de descenderie nécessaire pour atteindre le stockage en profondeur depuis la surface, l'Andra estime qu'il est possible de découpler les installations souterraines des installations de surface d'environ 5 km ; la zone de recherche propice à l'implantation de ZIIS serait alors de 530 km².

Annexe 8

DÉCHETS FAVL

A. POINTS MARQUANTS DE L'AVIS DE LA CNE

Dans le cadre des investigations de l'Andra pour la recherche d'un site de stockage des déchets de faible activité et à vie longue, la Commission a entendu l'Andra sur sa conception des stockages FAVL et analysé sa note de synthèse sur le contexte géologique des communes candidates.

Un premier éclairage est donné ci-dessous sous forme de six points marquants de l'analyse ; il repose sur les données actuellement disponibles et ne préjuge donc pas des conclusions des prochains rapports de la Commission dès lors qu'elle disposera des résultats des études approfondies qui seront conduites prochainement par l'Andra.

- i. La Commission estime que cette note, qui repose sur une base bibliographique rassemblée par le BRGM, ne présente à ce stade qu'une analyse préliminaire. La démarche retenue permet d'utiliser au mieux les données peu abondantes qui sont disponibles.
- ii. Pour chacun des sites, l'information repose sur le contexte régional, faute d'informations locales. Cependant, les roches argileuses sont constituées de plusieurs familles de minéraux en proportions variables ; elles ont connu des genèses, puis des évolutions ultérieures vraisemblablement différentes d'un site à l'autre. Les propriétés physicochimiques (perméabilité, porosité, coefficients de diffusion des solutés,...) qui en résultent sont inconnues à ce stade de l'étude. La qualification d'un site nécessitera un ensemble d'études géologiques, sédimentologiques, géophysiques, hydrogéologiques, géomécaniques et géochimiques approfondies, qui devront être menées ultérieurement. On ne peut donc être certain qu'un site sélectionné sur la base des données actuellement disponibles présentera les qualités nécessaires pour y réaliser un stockage de déchets FAVL dans des conditions sûres.
- iii. Dans son rapport n° 2 de juin 2008, la Commission avait mentionné que les déchets radifères pouvaient être placés dans un stockage sous couverture remaniée (SCR) ou dans un stockage sous couverture intacte (SCI), alors que les graphites nécessitaient un SCI pour isoler de la biosphère le radionucléide ^{36}Cl , de période 300 000 ans, labile et très mobile dans l'environnement. Par ailleurs, aucune étude n'a été présentée pour le stockage de déchets FAVL autres que les graphites et les radifères. La Commission sera attentive à examiner les études qui seraient à mener au cas où d'autres types de déchets seraient aussi envisagés pour un stockage de déchets FAVL.
- iv. Les sites considérés pour un SCR (utilisables seulement pour des déchets radifères) paraissent, à ce niveau de connaissances, convenables du point de vue des critères de superficie disponible et de l'accès à une couche d'argile affleurante ou sous couverture peu épaisse. Toutefois, dans ce dernier cas, pour les sites candidats, la couverture est souvent constituée d'alluvions quaternaires renfermant une nappe d'eau souterraine libre. Les caractéristiques hydrauliques de la surface du sol sont critiques pour un SCR. Un

choix de site pour un SCR devra donc tenir compte de la présence de zones potentiellement inondables ou proches d'aquifères. En ce qui concerne les SCI, dans son rapport n° 2, la CNE avait formulé deux remarques :

- ❖ « Les valeurs de perméabilité utilisées pour les calculs génériques effectués par l'Andra ne seront sans doute pas banalement satisfaites par une formation argileuse de surface... » ;
 - ❖ « Au vu des études génériques présentées par l'Andra, il paraît souhaitable que, dans le cas de la recherche de sites pour le stockage des graphites, l'attention se porte sur des sites permettant de placer le stockage dans une couche d'argile de l'ordre de 100 mètres d'épaisseur sous une couverture rocheuse permettant d'assurer que l'érosion ne puisse attaquer l'argile et réduire le confinement du chlore lorsque celui-ci migrera, ce qui fixe la profondeur minimale du stockage à une centaine de mètres environ ».
- v. Aucune information nouvelle de la part de l'Andra n'est venue infirmer cette analyse. La Commission à ce stade de l'étude, note que le dossier établi par l'Andra ne contient aucune valeur numérique des coefficients de perméabilité, porosité, diffusion dont la connaissance est indispensable pour formuler des prévisions sûres. Ces données ne pourront être acquises que par des études complémentaires nécessitant en particulier des forages. La Commission constate que tous les sites potentiels de SCI pris en considération par l'Andra disposent d'une couche d'argile d'épaisseur hectométrique ; en revanche, tous ces sites ne présentent pas une couverture de roche dure, protectrice du stockage sur le long terme.
- vi. Au cours de la réunion du 8 décembre 2008 du groupe de travail du PNGMDR, l'Andra a présenté des documents qui indiquent que certains graphites contiennent des teneurs significatives en actinides mineurs (activité alpha estimée à 100 TBq). Leur très longue durée de vie pourrait imposer des contraintes supplémentaires de qualité pour le site choisi, en raison de la mobilité de ces éléments en milieu oxydant. L'Andra n'a pas présenté à la Commission les conséquences éventuelles de cette nouvelle donnée pour la conception d'un stockage de graphites, notamment du point de vue de son comportement à très long terme (plusieurs centaines de milliers d'années).

▪ En conclusion

La décision de choisir les sites qui feront l'objet d'une étude approfondie est prévue prochainement et la reconnaissance des caractéristiques essentielles de la roche ne viendra qu'ensuite. Après cette reconnaissance la qualité des sites envisagés pourra être évaluée. De ce fait, malgré la qualité du travail effectué jusqu'à présent par l'Andra, il subsiste un risque qu'aucun des sites choisis ne s'avère avoir les propriétés requises.

B. DÉCHETS FAVL

▪ Options et concepts de stockage

Compte tenu de l'isolement et du confinement recherchés pour les radionucléides émetteurs à vie longue contenus dans les déchets, le ^{36}Cl étant pris comme dimensionnant, l'Andra a choisi un stockage SCI pour les déchets graphites. Les installations de stockage seraient implantées dans une couche argileuse d'épaisseur hectométrique protégée de l'érosion par une couverture de roche dure également hectométrique. Les options SCR et SCI restent ouvertes pour les déchets radifères. L'option de référence est un seul stockage (graphites et radifères) sur un seul site, l'alternative étant deux stockages séparés. Une autre option est deux stockages sur deux sites.

Les réflexions de l'Andra sur l'architecture, la construction des alvéoles de stockage et la manutention des colis sont préliminaires. La superficie pour stocker radifères et graphites serait de l'ordre de 1 à 1,5 km² selon une disposition des alvéoles en étoile ou en lignes parallèles. Les colis pour les graphites semblent définis, ce seraient des cubes de 10 m³ (20-25 tonnes). Les colis pour les radifères en stockage SCI sont encore à l'étude (de 2,5 à 10 m³). Ils seraient mis en place par télé-opération et l'ingénierie de manutention est à l'étude.

▪ Connaissance des déchets

♦ E&R en cours sur les déchets graphites

Les E&R en cours visent à consolider l'inventaire radiologique et la description des mécanismes de relâchement de l'activité. Elles s'inscrivent dans un programme français piloté par le CEA, l'Andra et EDF (échantillons de G2, de Bugey et de St Laurent 2) et dans le programme Euratom « Carbowaste ». Les analyses effectuées sur des carottes et des poudres de différents graphites montrent que la fraction lixiviée de ^{36}Cl dépend étroitement pour un graphite donné de l'historique d'irradiation neutronique. Elle est très variable, entre 20 et 80 % au-delà de 100 jours de lixiviation. La lixiviation a lieu sous deux régimes de diffusion, le premier étant 10 à 100 fois plus rapide que le second et correspondant à 70 % (fraction labile) de la quantité lixiviée.

La répartition du chlore dans le graphite n'est pas homogène. Elle paraît dépendre de la localisation du graphite dans le réacteur et peut-être de la température atteinte. Dans le graphite le chlore doit exister sous la forme d'entité ionique : $x \text{Cl}^-\text{M}^{x+}$ (M = Na, Ca, Mg). Sur les échantillons de graphite examinés, le tritium et le carbone ne sont quasiment pas lixiviés, même après un an et demi de traitement (moins de 0,1 % pour ^{14}C). Le mécanisme de relâchement de ^{14}C n'est pas encore connu. La majeure partie de ^{14}C est produite par activation neutronique de ^{13}C , probablement incorporé à la structure cristalline du graphite recuit et donc immobilisée. La partie lixiviable provient probablement du ^{14}C produit en surface à partir de ^{14}N : l'azote est en effet une impureté du dioxyde de carbone caloporteur, sorbée sur le graphite. Les formes lixiviées, probablement inorganiques, ($\text{H}^{14}\text{CO}_3^-$ ou $^{14}\text{CO}_3^{2-}$) ne sont pas encore identifiées. Pour l'instant, la modélisation de la migration de ^{14}C dans l'argile ne peut être que spéculative et ne permet pas d'évaluer l'épaisseur d'argile nécessaire, à un temps donné, pour confiner ce radionucléide. Les résines de type ammonium quaternaire, chargées en chlore, résistent bien à la radiolyse jusqu'à 2 MGy (équivalent de la dose après 100 000 ans de stockage). Ce type de déchets proviendrait du démantèlement sous eau de certains réacteurs.

Certains déchets graphites présenteraient des teneurs significatives en actinides mineurs, avec une activité alpha estimée par l'Andra à 100 TBq (réunion du Groupe de travail du PNGMDR du 8 décembre 2008). La présence de ces actinides mineurs mérite attention en raison de leur longue durée de vie. L'Andra n'a pas présenté pour l'instant à la Commission les conséquences éventuelles de cette donnée pour la conception d'un stockage de graphite, notamment du point de vue de son comportement à très long terme (plusieurs centaines de milliers d'années).

Le problème de la gestion du graphite irradié est mondial (250 000 tonnes en entreposage dans le monde), d'autant plus qu'on envisage de futurs réacteurs utilisant aussi du graphite (réacteurs HTR, modérés et refroidis avec un gaz). Le programme européen « Carbowaste » (avril 2008-avril 2010), est essentiellement tourné vers le recyclage du graphite et surtout vers la récupération du carbone du combustible Triso avec récupération des radionucléides comme ^{14}C (le plus abondant) et ^{36}Cl . Deux sous-programmes, consacrés aux études de caractérisation et du comportement en stockage, reprennent en gros les problématiques étudiées en France (caractérisations structurales).

♦ **Sur l'inventaire des déchets « graphites »**

La CNE avait réuni, dans son rapport n° 2, les données disponibles début 2008 concernant les quantités et les activités des divers déchets « graphites » et radifères devant aller aux stockages FAVL en cours d'étude. Elle a attiré l'attention sur les incertitudes des inventaires radiologiques qui conduisent dans les calculs d'impacts radiologiques, à utiliser des valeurs conservatives des activités (annexes scientifiques et techniques du rapport n° 2, p.19). Ces inventaires seront précisés par l'Andra, courant 2009 lors de l'élaboration finale du Mid, à partir des « dossiers de connaissances de déchets » que les producteurs de déchets devaient constituer et communiquer fin 2008 à l'Andra en s'appuyant sur les « spécifications de connaissances » établies en juin 2007 par l'Andra (cf. note 1 ci-après). Enfin les études de caractérisation des déchets « graphites » entreprises devraient permettre d'affiner les données d'ici à fin 2009.

Les déchets radifères à stocker ne renferment pas de radionucléides à vie longue très mobiles dans une formation géologique et les activités ne sont pas élevées au regard des performances de confinement attendues d'un stockage géologique de surface à - 15 m. Par contre, les déchets « graphites » renferment des activités suffisamment élevées de deux radionucléides à vie longue, ^{14}C et ^{36}Cl , émetteurs β , pour que leur stockage soit examiné avec soin à différentes époques du futur. Alors que la migration par diffusion du ^{14}C dans la géosphère est ralentie par sorption notamment dans l'argile, celle du ^{36}Cl ne l'est pas. Dans la nature, le carbone se trouve sous forme organique et inorganique et le chlore sous forme d'ion chlorure pouvant passer dans les organismes vivants (cf. note 2 ci-après). Il est donc important de connaître au mieux les inventaires de chacun d'eux dans les divers déchets « graphites » dont les quantités sont par ailleurs connues (cf. tableau n° 1).

Concernant les déchets radifères, la Commission n'a pas eu d'informations complémentaires à celles figurant dans son rapport n° 2 (annexe 7, p. 25). L'inventaire des déchets radifères ne sera arrêté que lorsque Rhodia aura décidé ou non de valoriser le thorium contenu dans certains résidus radifères actifs (RRA).

Depuis l'arrêt des réacteurs UNGG et le traitement de leur combustible irradié ou usé l'inventaire radiologique des déchets « graphites » est l'objet de mesures et d'estimations. Dès 1996, il est apparu que les spectres de leurs activités interdisaient de les accepter au CSA. A l'époque, les valeurs estimées étaient : 9 000 TBq de tritium, 200 TBq en ^{14}C et 40 TBq en ^{36}Cl . Des valeurs « enveloppes », proches de celles présentées aujourd'hui dans le tableau 1, sont apparues vers 2001.

Sur la base de ces valeurs, un projet de stockage conjoint des déchets « graphites » et radifères a fait l'objet de tout un ensemble d'études effectuées par l'Andra. Le 23 mai 2008, l'Andra a présenté au GT du PNGMDR le projet de stockage des déchets FAVL « graphites » et radifères. Le 8 décembre, l'Andra a présenté au même GT les premiers éléments de l'étude qu'elle conduit sur un éventuel stockage de 40 000 fûts de boues bitumées de Marcoule.

Les données sur les quantités de déchets radifères et « graphites » évoquées dans ces présentations sont toujours celles dont la Commission disposait en début d'année 2008 mais des précisions ont été apportées sur les inventaires radiologiques, notamment sur celui des graphites. Dans le dossier d'appel à candidature lancé en juin 2008 par l'Andra, seules les quantités globales des déchets à stocker sont indiquées. L'ensemble des données disponible aujourd'hui est réuni dans le tableau n° 1.

♦ **Sur les déchets bitumes**

L'Andra étudie la possibilité de déposer dans le stockage FAVL environ 40 000 fûts d'enrobés de boues, bitumées avant 1995 dans la Stel (Station de traitement des effluents liquides) de Marcoule. A cette époque, l'assurance-qualité de l'enrobage n'était pas assurée. Il s'agit de 6 000 colis en conteneurs inox (contenant chacun un fût de bitume repris des tranchées) entreposés dans l'EIP (Entreposage Intermédiaire Polyvalent) de Marcoule et de 34 000 fûts entreposés dans des casemates de la zone sud de Marcoule, et dont la reprise est en cours. Ces colis sont les moins actifs des 60 000 fûts de bitumes historiques de Marcoule dont 6 000 fûts ont été repris (voir ci-dessus) et 54 000 sont à reprendre selon un programme prévu pour une durée allant jusqu'en 2035.

Selon le colisage de stockage utilisé, le volume total des colis de bitumes qui pourraient aller en stockage avec les graphites varie de 30 et 50 000 m³. Par exemple, le dernier chiffre correspond à mettre 5 colis inox dans un conteneur CBFK en béton ; il peut être inférieur en optimisant mieux le colis de stockage (colis de type MAVL avec des fûts sans reconditionnement). Ce n'est qu'après 2010 que les caractéristiques chimiques et radiologiques de tous les colis primaires et colis de stockage seront connues ; alors l'Andra décidera, ou non, de les inclure dans le Mid du stockage FAVL en proposant un concept de stockage (dépôt proche des radifères ou proche des graphites). Pour l'instant, les activités β/γ et α sont respectivement estimées à 4 600 TBq et 125 TBq à 300 ans avec une forte variabilité entre fûts.

L'Andra a examiné les radionucléides et les activités supplémentaires que le dépôt des colis bitumes apporterait à l'inventaire des déchets radifères et « graphites ». Pour le long terme, l'activité α serait doublée, il y a autant de ²³⁸U, de ²³⁹Pu et de ²⁴¹Am dans les bitumes que dans les graphites mais 10 fois plus de ²³⁵U. L'activité en ¹²⁹I des bitumes est 1 000 fois celle des graphites mais reste très faible (0,1 TBq).

♦ **Modèle d'inventaire préliminaire**

De l'examen du tableau 1, il convient de retenir que l'Andra utilise un Mid préliminaire pour les graphites, qui évalue à 3 000 TBq l'activité en ¹⁴C et à 30 TBq l'activité en ³⁶Cl. Compte tenu des périodes de ces radionucléides (respectivement 5 700 ans et 0,3 million d'années), l'activité de ³⁶Cl persistera bien au-delà de plusieurs centaines de milliers d'années, tandis que celle de ¹⁴C sera inférieure à 1 000 TBq après 10 000 ans et rejoindra celle de ³⁶Cl vers 40 000 ans. A très long terme, c'est essentiellement le ³⁶Cl qui détermine l'impact radiologique. A cet égard, il peut être important de remarquer qu'il y a autant de ³⁶Cl dans les déchets « graphites » (30 TBq) que dans les déchets HAVL (25 TBq) ou MAVL (28 TBq) destinés au stockage profond à - 500 m, dans l'argilite du Callovo-Oxfordien épaisse d'environ 130 m. L'activité totale β/γ due aux autres

radionucléides (valeur initiale 18 000 TBq) aura quasiment disparu après 1000 ans. La présence d'émetteurs α au niveau indiqué par l'Andra (de l'ordre de 100 TBq pour des chemises) ne devrait pas poser de problème à long terme tant que le stockage conservera des conditions réductrices. L'activité α de 100 TBq est du même ordre que l'activité α d'une tonne de combustible usé UOX1 mais ici elle est diluée dans quelques milliers de tonnes de graphites. On remarquera qu'à très long terme, seuls les radionucléides ^{235}U et ^{237}Np subsisteront (cf. tableau n° 1) et que Np est très mobile si le milieu devient oxydant.

Le stockage de 40 000 fûts de bitumes de Marcoule (55 000 m³) à côté des déchets « graphites » apporterait des émetteurs α (125 TBq à 300 ans) et augmenterait l'activité initiale $\beta\gamma$ de 4 600 TBq. L'activité alpha serait ainsi doublée pour longtemps.

En conclusion, l'inventaire radiologique des déchets « graphites », souvent passé sous silence, demande à être précisé à plusieurs titres ; il est à prendre en compte dans le choix de site.

Tableau n° 1
Déchets « graphites »

Références : Données de l'Andra (auditions des 16 janvier et 9 octobre 2008), GT PNGMDR (mai et décembre 2008).		
Graphites *	Tonnes	Activité TBq en 2013
Empilements EDF (Bugey, St Laurent, Chinon)	14 750	9 000
Empilements CEA (Marcoule)	3 770	1 822
Chemises Silos St Laurent	2 870	1 600
Ames Silos St Laurent	186	
Chemises Marcoule	630	2 860
Fils de selle Marcoule**		3 300
Ames Marcoule	22	2 400
Chemises La Hague***	88	2 630
Ames La Hague***	74	
Réacteurs CEA divers (Saclay, Marcoule)	230	44
Total	~ 23 000 pour 100 000 m³	~ 23 000
<p>* Les principaux radionucléides formés dans le graphite et encore présents après 20 ans de refroidissement sont : T, ^{60}Co, ^{36}Cl, ^{14}C, ^{63}Ni, ^{55}Fe et ^{137}Cs. Leurs teneurs dépendent des impuretés qu'il contenait. Les voies de formation sont : $^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$, $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$, $^{35}\text{Cl}(n, \gamma)^{36}\text{Cl}$, $^{13}\text{C}(n, \gamma)^{14}\text{C}$ et $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$, $^{62}\text{Ni}(n, \gamma)^{63}\text{Ni}$, $^{54}\text{Fe}(n, \gamma)^{55}\text{Fe}$. La nuance de graphite utilisée dans les UNGG contenait en ppm Li : 0,09, Co : 0,2, Cl : 2 à 12, N : jusqu'à 50 ppm sorbés en surface. La teneur isotopique du graphite en ^{13}C est de 1,10 %. Le ^{137}Cs provient de la contamination de chemises. En fait, sont aussi présents d'autres produits de fission (d'activité 10 fois moindre que ^{137}Cs), et des émetteurs α (estimés par l'Andra à 100 TBq). Il s'agit surtout de ^{239}Pu et ^{241}Am, donnant respectivement ^{235}U et ^{237}Np par décroissance. La contamination provient d'accidents survenus sur un réacteur de Saint Laurent.</p> <p>En 2013, l'activité spécifique β/γ moyenne de l'ensemble est estimée à 100 kBq/g due pour les trois quarts à T, ^{60}Co et ^{63}Ni. On estime à 100 TBq l'activité de ^{14}C et à 5 TBq celle de ^{36}Cl dans les 5 000 tonnes de déchets « graphites » du CEA et à 32 TBq l'activité totale en ^{36}Cl de tous les déchets. L'Andra retient pour le projet de stockage une activité enveloppe de 3 000 TBq en ^{14}C et de 32 TBq en ^{36}Cl pour tous les déchets « graphites ». Les activités des autres radionucléides, retenues par l'Andra sont les suivantes : ^{63}Ni et T environ 5 000 TBq, ^{137}Cs et ^{60}Co environ 1 500 TBq et ^{55}Fe environ 1000 TBq.</p> <p>** Inox (Fe, Ni, Cr).</p> <p>*** mélangés avec U, Al Mg et Zr.</p>		

♦ **Note 1 - Dossiers de connaissance des colis**

Le document Andra Z.SP.ADP.07.00.19, indice A, de juin 2007, donne les spécifications selon lesquelles les producteurs de déchets doivent constituer les dossiers de connaissance des familles de déchets conditionnés pour les projets HAVL et FAVL (radifères et « graphites »). Il remplace les spécifications antérieures (1999). Il y a 8 rubriques à renseigner, elles-mêmes découpées en sous rubriques. A : identification des déchets (origine). B : identification des colis. C : descriptif famille (enveloppe, matrice d'accueil, sous-ensembles physicochimiques – SEPC, etc.). D : descriptif radiologique (spectre des SEPC au-delà des seuils de déclaration, etc.). E : évolution des données. F : caractéristiques globales (débits de dose β/γ , neutrons, thermique, relâchement gazeux, etc.). G : lieu d'entreposage. H : références documentaires.

Pour les déchets radifères il n'y a pas de seuil d'activité de déclaration et seuls les radionucléides de période supérieure à 6 mois sont déclarés. Pour les graphites les seuils de déclaration sont de 0,01 Bq/g pour ^{36}Cl , 10 Bq/g pour ^{14}C et de 10 Bq/g pour le tritium.

♦ **Note 2 - Impact radiologique du ^{36}Cl**

Le rapport technique de Philippe Guétat (CEA-DAM, avril 2008) « Le chlore et le calcul d'impact du chlore 36 dans la biosphère » fait le point sur ce que l'on sait du cycle biogéochimique du chlore. Le chlore est omniprésent dans la nature, soit sous forme d'ions chlorure, soit, pour partie, sous forme organiquement liée dans le monde végétal. Dans les schistes argileux où la teneur des ions chlorure est de 200 mg/kg, l'étude du facteur de transfert du chlore dans les plantes, défini comme le rapport de la masse de chlore dans le sol sec à la masse de chlore dans les végétaux secs, montre que moins il y a de chlore dans les sols, plus les plantes en absorbent jusqu'à l'épuisement du sol. Le monde vivant présente le phénomène d'homéostasie du chlore, c'est-à-dire que la teneur en ion chlorure y est limitée. Les analyses d'impact radiologique de ^{36}Cl doivent tenir compte de ces caractéristiques. Par exemple, dans un exercice où l'on utilisait une eau (contenant 20 mg/L d'ion chlorure) d'une nappe d'un débit de 200 000 m³/an pour la boisson, l'abreuvement et l'irrigation de cultures, on montre qu'un apport de 10 GBq/an de ^{36}Cl à la nappe conduit à une dose efficace de 0,25 mSv/an pour un individu du groupe critique. La nature du sol est donc importante pour le choix du site de stockage. Les facteurs de conversion en mSv/an par Bq/l d'eau utilisée varient de 9 à 0,5.

C. RECHERCHE DE SITES DE STOCKAGE FAVL

▪ Recherche des sites

Le 9 octobre 2008, l'Andra a présenté à la Commission le rapport d'étape de juin 2008 préalable à la recherche de sites. Dans une première étape, l'Andra a demandé au BRGM d'établir un inventaire des formations géologiques potentiellement aptes à recueillir un stockage de déchets FAVL. Cette étude préliminaire a conduit à retenir deux bassins sédimentaires, le Bassin de Paris et le Bassin d'Aquitaine.

Dans une seconde étape, l'Andra a évalué l'intérêt géologique des diverses formations en tenant compte de l'épaisseur et de la profondeur de la formation, de son homogénéité, de la présence de failles et de fractures, de la sismicité, du comportement mécanique des roches et de l'éventuelle présence de ressources minérales ou énergétiques. A l'issue de cette sélection, l'Andra a retenu sept formations géologiques largement réparties sur le territoire national (Est, Nord-Ouest, Centre, et Sud-Ouest) et a adressé en juin 2008 un appel à candidatures aux communes des 184 cantons concernés.

Le 1^{er} décembre 2008, l'Andra a donné à la Commission des informations sur l'évaluation de la géologie des communes qui avaient répondu à l'appel à candidature lancée en juin 2008. L'Andra a reçu une trentaine de candidatures. Son analyse l'a conduite à retenir comme très intéressantes sept communes pour un stockage sous couverture intact (SCI) et trois communes pour un stockage sous couverture remaniée (SCR). Six communes ont été considérées comme intéressantes pour un SCI et neuf pour un SCR. Les autres communes candidates ont été considérées comme moins intéressantes soit en raison de critères géologiques à la limite de ceux fixés, soit en raison de données géologiques locales trop peu nombreuses.

La Commission considère que l'Andra a utilisé au mieux les données peu abondantes actuellement disponibles.

La Commission note que les sites considérés comme très intéressants pour un SCR (utilisables pour des déchets radifères) paraissent convenables du point de vue des critères de superficie disponible et de l'accès à une couche d'argile affleurante ou sous couverture peu épaisse. Toutefois, dans ce dernier cas, pour les sites candidats, la couverture est souvent constituée d'alluvions quaternaires renfermant une nappe d'eau souterraine libre. Or les caractéristiques hydrauliques de la surface du sol sont critiques pour un SCR. Un choix de site pour un SCR devra donc tenir compte de la présence de zones potentiellement inondables ou proches d'aquifères.

La Commission constate que tous les sites considérés par l'Andra comme très intéressants pour un SCI disposent d'une couche d'argile d'épaisseur hectométrique mais que tous ne présentent pas une couverture de roche dure protectrice du stockage sur le long terme, recommandée dans le rapport n° 2 remis par la Commission en juin 2008. Pour de tels sites, la démonstration de la résistance à l'érosion pendant plusieurs centaines de milliers d'années, nécessaire en raison de la présence de ³⁶Cl dans les graphites, sera plus difficile à faire.

La Commission souligne que pour chaque site, l'information repose sur le seul contexte régional. Or la qualification d'un site nécessite des informations locales sur la qualité des roches. La Commission souligne en particulier que les valeurs de perméabilité utilisées pour les calculs génériques effectués par l'Andra ne seront sans doute pas banalement satisfaites par une formation argileuse de surface ou peu profonde. Avec des perméabilités plus élevées que celles envisagées par l'Andra, les mécanismes de convection entreraient en concurrence avec les mécanismes de diffusion, et augmenteraient sensiblement la vitesse de transport des ions chlorure ou d'autres espèces en solution. Par ailleurs la diffusion est sous le contrôle de la composition de l'argile.

On ne peut donc être certain qu'un site sélectionné sur la base des données actuellement disponibles présentera les qualités nécessaires pour y réaliser un stockage de déchets FAVL dans des conditions sûres. Les données nécessaires pour pleinement caractériser un site ne pourront être obtenues que par un ensemble d'études géologiques, sédimentologiques, géophysiques, hydrogéologiques, géomécaniques et géochimiques approfondies, qui devront être menées ultérieurement.

▪ Programme de reconnaissance des sites qui auront été sélectionnés

Dès son rapport n° 1 de juin 2007, la Commission avait souligné qu'elle considérait que le dossier de l'Andra qui servira de support à un débat public sur le projet de stockage de déchets FAVL devrait être d'une qualité comparable à celle du dossier que l'Andra a présenté en 2005 sur l'argile du Callovo-Oxfordien.

Compte tenu du peu de données locales sur chaque site, le programme de reconnaissance aura pour objectifs prioritaires d'évaluer les volumes disponibles de la formation hôte envisagée, ses principales propriétés de confinement et de comportement mécanique, et la charge des niveaux aquifères éventuels encadrant la couche d'argile.

L'Andra bénéficie d'un large retour d'expérience en raison des reconnaissances menées de 1994 à 2008 dans l'Est, le Gard et la Vienne. Celles-ci ont permis d'établir les meilleures caractéristiques des forages qui devront être réalisés et ont montré notamment la nécessité de programmer des forages et carottages séparés pour l'hydrogéologie d'une part et pour la géologie et la géomécanique d'autre part, afin d'éviter une contamination des échantillons collectés.

La phase de prospection est prévue pour les années 2009-2010. Elle comprendra pour chaque site sélectionné des études de cartographie et d'hydrologie de surface, des campagnes de géophysique, des forages et un suivi piézométrique sur chacun des secteurs. Elle permettra fin 2010 de proposer de retenir un ou plusieurs sites pour le stockage de déchets FAVL.

Une seconde phase de caractérisation détaillée du ou des site(s) retenus(s) pour le stockage est prévu pendant les années 2011-2012. Elle aura pour objectifs de contribuer aux études relevant de la conception du stockage et aux analyses sous-tendant les évaluations de sûreté qui seront présentées dans la Demande d'autorisation de création d'un stockage en 2013.

▪ Besoins de R&D

Le principal problème scientifique et technique pour mettre en œuvre un stockage de déchets FAVL est de démontrer que le site et le concept de stockage choisis permettront d'isoler les colis de déchets des activités humaines et des phénomènes naturels, puis de confiner la radioactivité sur des temps très longs. Le principal problème socio-économique est de conduire une démarche d'information et de concertation pour le choix du site dans un premier temps, puis de bâtir le projet de territoire autour du site sélectionné ensuite. Pour affronter ces problèmes scientifiques, techniques et socio-économiques, l'Andra a lancé des programmes d'E&R et a commencé les actions de communication sur le terrain.

Un point important qui n'est pas tranché est la place du débat public national en 2011, lorsque les investigations de terrain auront eu lieu sur les communes sélectionnées : aura-t-il lieu avant ou après le choix du site ?

Les E&R portent sur la caractérisation des déchets et l'inventaire, le concept de stockage, l'évaluation préliminaire des performances au regard de situations d'évolution.

Annexe 9

RÉSIDUS MINIERIS FRANÇAIS

Entre 1945 et 1990, divers exploitants ont extrait 218 Mt de roches pour obtenir 76 000 t d'uranium (166 Mt de stériles et 52 Mt de minerais proprement dits). Les sites miniers étaient situés, pour la plupart, dans le V hercynien⁶ (environ 20% d'uranium ont été produits dans l'Ouest, 50 % dans le Centre, 20 % dans Sud et 10 % dans l'Est). Les mines à ciel ouvert ou souterraines étaient généralement de faible capacité. Les minerais étaient de nature granitique à l'exception de ceux du Bassin de l'Hérault (schistes dolomiteux). La dernière mine a été fermée en 2001. Aujourd'hui, tous les sites miniers ont été réaménagés selon une doctrine unique, dite doctrine DPPR-99 ; ils sont sous surveillance, notamment radiologique, par Areva, les autorités administratives locales et les pouvoirs publics. La surveillance est adaptée à chaque site.

L'exploitation de l'uranium a conduit à d'énormes quantités de résidus miniers et divers autres déchets, car le minerai était généralement à très faible teneur, de l'ordre de 1 pour 1000 en moyenne. Les résidus miniers, issus du traitement chimique, ont été stockés sur place près des usines de concentration des minerais ou dans des fosses minières ; certaines eaux issues de ces sites de stockage font l'objet d'une surveillance particulière. Quand il est nécessaire, le traitement des eaux produit des boues qu'il faut ajouter régulièrement aux stockages en faibles quantités. Les sédiments issus du curage de certains étangs marqués par des radionucléides, contribuent également à la production de déchets.

Les autres déchets sont appelés « stériles miniers » ; non issus du traitement chimique du minerai, les stériles miniers proviennent des matériaux excavés pour accéder au minerai ou de stocks de minerai pauvre qu'il n'a pas été rentable de traiter selon les conditions économiques du moment.

La situation actuelle est le résultat des recommandations de nombreux rapports publics sur les mines d'uranium. Elles ont conduit les pouvoirs publics à établir la doctrine de réaménagement des sites miniers en stockage de résidus (1999), assortie des documents méthodologiques pour la mettre en œuvre (2001). Comme pour tout stockage de déchets radioactifs de surface, cette doctrine vise à assurer que l'impact radiologique en termes de dose efficace, est limité pour des circonstances définies dites évolutions normales et altérées, sur au moins 300 ans. Dans cet esprit, les pouvoirs publics ont lancé le programme Mimausa (Mémoire et Impact des Mines d'urAniUm) qui a abouti à dresser un inventaire très complet des activités sur 200 sites répartis sur 25 départements (2004). C'est un document exhaustif de référence très bien renseigné au plan administratif.

Dans le prolongement de toutes ces actions, l'article 4 de la loi de 2006 et l'article 10 du décret du PNGMDR du 16 avril 2008 font obligation à Areva d'établir pour fin 2008 un dossier portant sur « *un bilan de l'impact à long terme des sites de stockage des résidus miniers d'uranium et la mise en place d'un plan de surveillance renforcée de ces sites* ». Le bilan porte sur la santé et l'environnement, le comportement mécanique des installations, le comportement mécanique et géochimique des résidus. Le plan de surveillance doit préciser les mesures pour renforcer, si nécessaire, les dispositions de prévention des risques et les échéances d'actions. Le dossier sera évalué par l'ASN.

⁶ Massif armoricain, Massif central, Ardennes et Vosges.

Areva a présenté à la Commission la situation française des sites miniers et des stockages de résidus, ainsi que les E&R qu'elle conduit pour la gestion des stockages à long terme. Ces E&R concernent les évolutions des infrastructures, des résidus et autres déchets solides, des eaux d'exhaures et du marquage de l'environnement (exhalaison du radon et sédiments marqués des rivières et étangs) associées à une méthodologie du calcul de l'impact radiologique.

▪ Les résidus

Les minerais d'uranium riches (plus de 600 g par tonne) sont réduits en poudre de quelques microns traitée par une solution appropriée (lixiviation dite dynamique) acide ou basique selon la nature de la roche encaissante (en règle générale acide pour les minerais français). La solution résultante contient 90-95 % de l'uranium du minerai. L'uranium en est extrait puis précipité sous forme d'uranate d'ammonium contenant 75 % d'uranium (Yellow Cake, YC), qui est la forme commerciale de l'élément. Pour des raisons économiques, les minerais pauvres (de 100 à 600 g par tonne) sont concassés en particules grossières puis subissent une lixiviation par arrosage d'acide sulfurique (lixiviation dite statique). Le lixiviat contient 60 à 70 % de l'uranium du minerai qui est transformé en Yellow Cake. Ce sont les insolubles des traitements chimiques qui sont appelés « résidus miniers ». Ce sont donc des déchets chimiques radioactifs.

Les compositions minéralogiques et chimiques des minéraux d'uranium dans les minerais et des minerais eux-mêmes sont connues. Celles des résidus sont aussi connues. On y retrouve les minéraux d'uranium (qui compte pour 95 %) et d'autres minéraux secondaires (5 %) comme le gypse, des argiles et des hydroxydes de fer, provenant des réactifs des traitements. Les éléments majeurs sont le silicium (50-70 % de silice), l'aluminium (10-16 % d'alumine), le fer (2-10 % d'oxyde de fer), le calcium (3-6 % d'oxyde de calcium). On y trouve aussi 5 à 8 % de sulfates (de calcium) et moins de 1 % de phosphates et carbonates.

38

La radioactivité initiale des résidus provient de celle de l'uranium non extrait et des radionucléides accumulés à l'équilibre dans les minerais avant traitement : thorium 230, radium 226, plomb 210 et polonium 210. Ensuite s'y ajoute la radioactivité de leurs descendants. Globalement, les résidus renferment en proportions variables, tous les radionucléides des filiations d'uranium 238 et d'uranium 235. Il est pertinent de connaître la radioactivité globale moyenne, aujourd'hui stabilisée et la radioactivité moyenne de radium 226 dont le descendant est le radon 222, soit respectivement 300 Bq/g et 29 Bq/g pour les résidus de lixiviation dynamique (31 MT au total) et 44 Bq/g et 3,8 Bq/g pour les résidus de lixiviation statique (18 Mt au total). L'activité de l'uranium 238 est très faible (1 Bq/g) (cf. note à la fin de la présente annexe). Ces caractéristiques moyennes placent les résidus miniers à mi-chemin entre les déchets TFA radifères stockables au CSTFA de Morvilliers (moins de 10 Bq/g), et les déchets radifères pour lesquels on cherche un centre de stockage (320 Bq/g en moyenne et moins de 1,6 kBq/g). Mais les volumes de ces catégories de déchets radifères ne sont pas comparables et c'est pour cela que les résidus miniers sont stockés sur place.

▪ Les stériles

Ce sont des roches encaissant les minerais, soit en France majoritairement des granites (environ 20 g d'uranium par tonne, dits francs) ou des minerais d'uranium non économiquement exploitables (pendant longtemps jusqu'à 100 à 200 g d'uranium par tonne puis 400 g à partir de 1991, dits de sélectivité). Les descendants de ^{238}U (moins de 1Bq/g) y sont à l'équilibre. Ces stériles ont été la plupart du temps stockés sur le lieu des exploitations ; selon les besoins ils ont été utilisés pour combler les mines à ciel ouvert ou comme constituant des bétons de remblayage

de certaines mines souterraines. Les stériles ont également pu être exportés localement et utilisés comme matériaux de remblais ou d'empierrement. La destination et l'usage des stériles sont souvent mal connus, le contrôle précis de la cession des stériles par les exploitants n'ayant été effectif qu'entre 1984 et 1995.

▪ Les boues et les sédiments

Si les concentrations en uranium et en radium des eaux collectées sur un site de stockage (eaux de percolation du stockage, exhaures, pieds de verse) sont supérieures à celles qui sont autorisées pour les rejets (par exemple 1 Bq/l en ^{226}Ra et 1 mg/l en ^{238}U), alors les eaux sont traitées (depuis 1977). L'objectif est d'« insolubiliser » au maximum ces éléments pour les précipiter ou bien d'en diminuer les concentrations par échange sur des solides (résines par exemple ou drains calcaires). Dans le premier cas, on peut modifier par ajouts de soude ou de chaux le pH des eaux riches en fer, ce qui conduit à l'entraînement de l'uranium et du radium sur les hydroxydes de fer (III). Le traitement opérationnel le plus efficace est la coprécipitation du radium par le baryum et la sorption de l'uranium sur des hydroxydes d'aluminium et de fer. La décantation des précipités se fait dans de larges bassins et les boues qui en résultent sont périodiquement mises en stockage. Leurs compositions chimiques sont variables. Ce sont des mélanges complexes d'hydroxydes des éléments majeurs des eaux (silice et fer) ou d'hydroxyde et de sels des éléments ajoutés (aluminium, fer, baryum). Leurs activités vont de 50 à 200 Bq/g en ^{238}U et de 1 à 60 Bq/g en ^{226}Ra . Dans le cas d'un traitement sur résines, on récupère l'uranium. Actuellement, environ 5 millions de mètres cubes d'eaux sont traités dans 13 stations conduisant à 1 000 m³ de boues par an.

Lors de la mise en œuvre des traitements chimiques dynamiques des eaux, la décantation des boues n'est pas parfaite et une faible partie de l'uranium et du radium rejetée dans l'environnement se trouve sous forme colloïdale ou particulaire. Par ailleurs, lorsque ces éléments dissous sont en très faibles concentrations, ils se sorbent sur les colloïdes ou particules naturels (silicates, hydroxydes de fer). Les eaux après traitement satisfaisant aux normes sont rejetées dans les cours d'eau ; lorsque l'écoulement dans le réseau hydrographique concerné se produit dans des zones à faible vitesse (étangs naturels ou retenues artificielles), la sédimentation des formes non-dissoutes peut marquer localement les sédiments (de 5 à 20 kBq/kg en ^{238}U dans le lac de Saint Pardoux par exemple). Les sédiments séchés résultant du curage des parties marquées sont alors mis en stockage.

▪ Les stockages

Il existe en France 17 stockages décrits dans Mimausa qui sont soumis au régime des ICPE. Les volumes stockés sont variables en fonction des sites et vont de quelques milliers de tonnes à 7,5 Mt (12 stockages de plus de 1 Mt).

Les déchets sont soit stockés dans les fosses des mines à ciel ouvert qu'ils contribuent à remblayer, soit stockés dans des ouvrages spécialement aménagés, le plus souvent en barrant un fond de vallée au moyen de digues en général construites avec des stériles. Les résidus les plus actifs sont placés en profondeur, les moins actifs au-dessus. Dans certains cas, les puits de mines et les galeries ont été remblayés avec des résidus peu actifs, tels que les sables provenant de la lixiviation statique. Les résidus sont recouverts par une couverture multicouche de plusieurs mètres utilisant les stériles de mines, ou du minerai très pauvre, et finalement de la terre végétale. La couverture joue les rôles de protection mécanique et radiologique (écran gamma, écran de poussières, écran de diffusion de ^{222}Rn , régulateur d'infiltration de l'eau de pluie). Les

déchets d'exploitation et de démantèlement des usines de concentration des minerais peuvent être ensevelis avec les résidus (1 000 t par site). Enfin, ces stockages reçoivent périodiquement les boues des stations de traitement des eaux.

▪ **La surveillance**

La surveillance des stockages consiste à examiner périodiquement la tenue mécanique des ouvrages et à mesurer plusieurs paramètres sur la couverture (dosimétrie gamma, teneur en émetteurs alpha de l'air, exhalaison de ^{222}Rn) et dans les eaux collectées (activités des radionucléides et marqueurs chimiques principaux). Elle permet de s'assurer du respect des règles de radioprotection.

La surveillance de l'environnement comporte des mesures radiométriques complémentaires (concentration de radon (^{222}Rn) dans les maisons par exemple).

▪ **E&R conduites pour le long terme**

Les recherches d'Areva doivent conduire à une modélisation du comportement des différentes parties des stockages. Ceci nécessite de quantifier les mécanismes hydrochimique et mécanique qui gouvernent le stockage, de fournir une méthode d'extrapolation à long terme du stockage dans le cadre de son comportement normal, enfin d'évaluer à long terme le fonctionnement normal et altéré. Chaque stockage est un cas particulier, compte tenu de sa configuration, des conditions climatique, hydrologique et hydrogéologique locales ; cependant les résidus stockés sont plus ou moins les mêmes et le comportement des éléments lixiviés sous l'effet des eaux naturelles est régi par les mêmes lois de sorte que les E&R liées à des sites spécifiques permettent de dégager des méthodologies génériques transposables d'un site à l'autre.

Les E&R pour l'«Après mine » sont menées par Areva depuis 1993. Elles sont donc récentes. Elles mettent à profit les mesures et observations réalisées dans le cadre de la surveillance des sites. La nécessité d'acquérir des données sur un laps de temps suffisant et sur un nombre de sites représentatif explique le caractère récent des études méthodologiques.

▪ **Géotechnique**

La stabilité des stockages et notamment la tenue des digues est régulièrement contrôlée. Plusieurs expertises ont été conduites qui montrent une situation actuelle satisfaisante. La projection sur le long terme semble toutefois peu envisagée. Cette question relève cependant de la stabilité des digues et barrages qui est par ailleurs bien étudiée ; une analyse des spécificités d'ordre géomécanique des digues des stockages serait utile.

▪ **Les déchets solides**

Les résidus évoluent aux plans physique et chimique ; leur perméabilité diminue et la proportion de minéraux secondaires augmente en pourcentage et taille. Il s'agit, semble-t-il, d'une lente maturation chimique. Un programme d'échantillonnage par carottage est en cours sur le site de Bellezane en vue d'une caractérisation chimique et radiochimique complète des minéraux et des eaux de pores. Des expériences de lixiviation des résidus ont été entreprises (1 % du radium est mobilisable). Les stériles utilisés dans les couvertures ou les verses, n'évoluent que peu

chimiquement. Des campagnes de caractérisation et de mesures des eaux qui lixivient des stériles sont en cours.

L'évolution de l'efficacité des couvertures est mesurée par des campagnes d'exhalaison du radon par surface unitaire de 400 m², en relation avec les paramètres atmosphériques et hydrologiques (terrain saturé ou non). Ces mesures présentent une grande dispersion liée au comportement aléatoire bien connu du radon. L'exhalaison du radon est en moyenne de quelques Bq/cm²/s. Tant que l'épaisseur est de 2 m au-dessus des résidus miniers, l'exhalaison est, en moyenne, réduite d'un facteur 200 par rapport à celle au contact des résidus. On peut ainsi considérer qu'une telle couverture, dans la mesure où son intégrité n'est pas altérée, constitue une protection efficace vis-à-vis de la radioactivité émise par les résidus.

Le marquage des sédiments est lié aux quantités d'uranium et de radium émises dans le réseau hydrographique. Celles-ci ont déjà été réduites par des améliorations du traitement physicochimique, qui ont apparemment atteint leur limite. On connaît cependant mal la relation entre les flux rejetés et l'accumulation de sédiments marqués dans les rivières et surtout les lacs. Elle pourra être précisée par l'étude de la caractérisation radiologique fine des sédiments en fonction de leur granulométrie et en fonction du régime hydraulique des cours d'eau.

▪ **Les eaux**

Les E&R se poursuivent dans deux directions : d'une part, meilleure compréhension de l'hydrogéologie autour des sites et de l'hydraulique locale, notamment de l'origine des eaux, en vue d'améliorer la capacité de modélisation ; d'autre part recherche de méthodes statiques d'épuration. Les premières E&R demandent un large suivi piézométrique et des analyses géochimiques complètes des eaux. Des résultats récents ont été obtenus sur le site de Bellezane. Ils montrent qu'il est possible de différencier, au lieu de leur émission dans l'environnement, des eaux qui ont percolé dans des travaux miniers ou dans des résidus. Les secondes E&R visent à substituer aux traitements dynamiques actuels (qui pourront toutefois être poursuivis pendant quelques décennies si nécessaire) des traitements passifs sur des solides ayant de bonnes propriétés de biosorption. Il existe de nombreux traitements pour épurer les eaux de l'uranium et du radium. Areva les a testés avant d'arrêter les choix actuels qui ont conduit à des optima pour chaque station de traitement. Il apparaît donc à l'heure actuelle peu envisageable d'améliorer ce type de traitement qui pose par ailleurs le problème de l'introduction de substances chimiques étrangères dans l'environnement aquatique (baryum, aluminium). Dans l'optique d'un abandon à terme du traitement dynamique, Areva teste des méthodes nouvelles : la sorption sur tourbe (en vraie grandeur) et sur écorce d'arbre modifiée (au stade du laboratoire). Les résultats préliminaires déjà obtenus sont très encourageants, mais il s'agit là d'un problème très compliqué.

▪ **Méthodologie de calcul d'impact**

Areva appliquera la méthodologie décrite dans les documents DPPR qui ne nécessite que des valeurs mesurées pour la surveillance de l'environnement. Un exercice a déjà porté sur un site de stockage. C'est évidemment la prise en compte de scénarios dégradés qui est le plus riche d'enseignements pour guider les E&R pour le long terme (pertes partielles de la couverture, défaillance des digues, intervention d'un chantier routier, présence d'habitations sur les sites).

▪ Conclusion

La Commission considère que la problématique de gestion à long terme des résidus miniers et autres solides contaminés, s'apparente, sur le plan des principes, à celle des déchets FAVL en raison de la présence dans ces déchets de radionucléides à vie longue (^{230}Th et ^{226}Ra). Toute prévision n'est donc possible que par modélisation ; celle-ci doit s'appuyer sur des mesures qui vont au-delà des simples mesures de surveillance et sur des inventaires initiaux détaillés par site. Areva a engagé plusieurs E&R dans ce sens et a entrepris des mesures appropriées sur les stockages et dans l'environnement pour produire la connaissance nécessaire. Cette démarche est actuellement accompagnée par des expertises tierces de l'IRSN et par les réflexions du Groupe d'expertise pluraliste sur les mines du Limousin (Gep) mis en place en 2006.

La Commission considère que ces E&R sont sur la bonne voie et doivent être poursuivies. Elles doivent clairement apparaître comme le support scientifique du dossier « Après mines » d'Areva. Il est cependant difficile de distinguer parmi les activités d'Areva concernant les sites miniers, celles qui relèveraient réellement d'un « Plan de développement pour le long terme » bien établi et de les rattacher aux sites. La crédibilité des dossiers, même si les connaissances actuelles conduisent à prévoir de futurs impacts conformes à la réglementation, serait améliorée si Areva produisait un tel document.

Plusieurs points doivent être considérés pour améliorer la capacité de modélisation :

- i. Le comportement hydrogéochimique des sites. Les techniques de modélisation des interactions eau-roche nécessaires pour extrapoler sur le long terme la qualité des rejets, existent sur le plan théorique ; elles sont cependant délicates à mettre en œuvre car elles reposent sur un grand nombre de données dont beaucoup sont spécifiques des sites ; elles demandent une grande expertise des utilisateurs. Le passage au mode opérationnel nécessite donc d'acquérir le savoir-faire en multipliant les études de site. Actuellement, Areva concentre ses efforts de modélisation géochimique sur le site de Bellezane en Limousin qui est sans doute exemplaire ; il conviendrait qu'Areva étende sa méthodologie à d'autres sites.
- ii. La lixiviation des radionucléides à vie longue. Ces radionucléides issus de la chaîne de l'uranium et du thorium, bien que naturels, sont présents dans les stockages en concentrations plus élevées que dans les minerais d'uranium avant traitement, mais ne s'y trouvent plus dans le même environnement physicochimique local qu'auparavant. Toutefois la lente maturation des résidus peut conduire à des modifications physiques et chimiques telles que leur lixiviation s'apparente à ce qu'elle serait pour un minerai riche en uranium. Pendant le temps nécessaire pour atteindre un régime stabilisé de lixiviation des résidus et du minerai encore en place dans les ouvrages souterrains, il convient donc que les effluents des stockages soient complètement contrôlés tant au plan chimique que radiochimique. Des mesures *in situ* associées à celles des débits d'eaux sont nécessaires pour estimer les quantités de radionucléides rejetées. En conséquence les recherches d'Areva entreprises sur les carottes de Bellezane devraient être étendues à d'autres stockages. Cette question concerne aussi l'évolution des boues de traitement des eaux qui sont plus riches en uranium et en radium que les résidus. L'influence locale au sein des résidus des déchets métalliques ou cimentaires provenant du démantèlement des installations de surface devrait être en outre évaluée.
- iii. Comme de nombreuses études l'ont montré, le comportement de l'uranium dans les eaux naturelles ou traitées et dans l'environnement est complexe. Il est en principe régi par de nombreux équilibres chimiques très sensibles, s'ils ont le temps de s'établir, aux

conditions de milieu (pH, anions carbonates, anions sulfates). Les constatations d'Areva sur la nature colloïdale et particulaire d'une fraction des éléments uranium tout au long de leur parcours, depuis les bassins de décantation jusqu'aux étangs, ne semblent pas compatibles avec les mécanismes qui expliqueraient ce comportement. Le radium et ses descendants, en très faibles concentrations, ont dans les eaux naturelles et en présence de solides particulaires un comportement difficilement prévisible, comme le constate également Areva. La Commission considère qu'Areva devrait produire une synthèse cohérente sur la spéciation des éléments en cause, appuyée sur des mesures *in situ* afin de faire le lien entre les données théoriques et la réalité. Cette synthèse devrait éclairer la question des équilibres et déséquilibres entre les radionucléides en filiation.

♦ **Note**

Les activités moyennes sont couramment données en becquerel (Bq) par gramme de matière solide ou en Bq par litre, ce qui est adapté aux calculs d'impact radiologique sur l'homme. Cela ne doit pas cacher les points importants suivants :

- i. il peut y avoir des variations de ces valeurs moyennes d'un site de stockage à l'autre (30 à 60 Bq/g dans les résidus de lixiviation dynamique et 1 à 14 Bq/g dans les résidus de lixiviation statique) ;
- ii. dans chaque site, il peut y avoir des variations locales importantes autour des valeurs moyennes (par exemple 280 Bq/g à Bessines) ;
- iii. chaque site de stockage renferme des quantités de ^{230}Th , de ^{226}Ra et de ^{231}Pa « libres » en sus des quantités qui sont en équilibre avec l'uranium non extrait des minerais (résidus).

Ainsi pour un site de stockage correspondant à \underline{x} tonnes d'uranium extrait, on doit trouver dans les résidus (12,5 \underline{x}) g de ^{230}Th , (0,34 \underline{x}) g de ^{226}Ra et (0,32 \underline{x}) g de ^{231}Pa .

Si ce site a une activité de \underline{y} TBq en ^{226}Ra (donnée Areva), la quantité de ^{226}Ra en équilibre avec (et associée à) ^{238}U est : (100 \underline{y} /3,7 - 0,34 \underline{x}) g.

Par exemple, dans un site où l'on a stocké 1,8 Mt de résidu correspondant à l'extraction de 6 600 tonnes d'uranium, la quantité de ^{226}Ra non en équilibre est de 2,2 kg et celle de ^{226}Ra en équilibre est de 3 kg.

Annexe 10

DÉCHETS TRITIÉS

Les déchets dits « tritiés » contiennent soit exclusivement du tritium⁷, soit celui-ci associé à d'autres radionucléides ; selon les cas leur classement relève des déchets TFA, FMAVC, FMAVL et HA. Les déchets tritiés proviennent des activités militaires de défense, des industries d'affichage luminescent, de la recherche, notamment biologique ; à l'avenir, ils proviendront massivement du fonctionnement d'Iter (2022-2037) puis de son démantèlement (2048-2059). Les déchets d'Iter seront alors prédominants.

L'activité des déchets tritiés est très variable. Elle est élevée pour les déchets provenant du traitement des matières renfermant des quantités pondérables de tritium ; elle est plus modérée pour les déchets directement issus des opérations d'exploitation ou de démantèlement des installations mettant en jeu du tritium. Ces déchets exhale des gaz (dégazage) dont le comportement conduit, *in fine*, au marquage de l'environnement et de la biosphère. Aussi ils ne peuvent être admis, ou alors de façon très restrictive, dans les centres de stockage de surface existants soumis à des autorisations de rejets (Morvilliers pour les TFA ou Soulaines pour les FMAVC). Il est donc nécessaire d'attendre la décroissance du tritium avant de déposer des colis de déchets peu actifs dans de tels stockages (2030 pour les TFA, 2040 pour les FMAVC). Leur gestion sur quelques décennies passe donc par un entreposage de décroissance avec rejets d'effluents gazeux. A cet égard, la classification des déchets tritiés sans exutoire est fondée sur leurs caractéristiques de dégazage et le fait qu'ils sont, ou non, irradiants pendant des périodes de temps courtes ou longues (6 catégories). En revanche les déchets tritiés FMAVL et HA auront des filières d'élimination (futurs centres de stockages géologiques à l'étude) et ne sont pas inclus dans les bilans des « sans filière d'évacuation ».

45

L'origine du tritium est radiogénique. Il provient de plusieurs réactions nucléaires entre des neutrons et des éléments légers (bore, lithium, azote, oxygène, argon), ou de la fission ternaire des noyaux lourds. Son devenir dépend de l'environnement immédiat (solide, liquide ou gazeux). Le tritium peut rester sous forme atomique dans les solides, être incorporé dans différentes phases cristallographiques hydrogénées ou bien apparaître en milieux gazeux ou liquides dans des molécules hydrogénées. Le tritium atomique, ou l'hydrogène tritié, diffusent très vite dans tous les milieux, même solides. Les molécules d'eau tritiée ont également un coefficient de diffusion élevé dans l'eau. Ainsi le tritium se trouve très vite dispersé dans la matière soumise à des flux de neutrons.

Le tritium est ensuite incorporé à la matière via des réactions chimiques et biochimiques mais aussi par échange isotopique. Il en est ainsi lorsqu'il y a des rejets de liquides ou de gaz tritiés dans l'environnement ou lorsqu'on prépare des molécules et des solides marqués. Dans le premier cas, tous les compartiments de l'environnement et de la biosphère sont rapidement concernés. Dans le second cas, l'utilisation de la matière volontairement marquée au tritium à des fins d'applications conduit à des déchets structurellement tritiés. Enfin la mesure du tritium nécessite souvent de l'incorporer à des liquides scintillants organiques qui sont des déchets.

Tous les rejets de tritium à l'état gazeux ou liquide sont contrôlés et soumis à autorisation.

⁷ Le tritium est un isotope radioactif de l'hydrogène, qui émet un rayonnement bêta (β^-) de faible énergie en se transformant en hélium 3 (^3He). Sa période radioactive est de 12,34 ans. Son activité massique est de $3,59 \cdot 10^{14}$ Bq/g.

Dans les chaînes d'exploitation de la matière tritiée, le tritium est confiné, aux rejets près, jusqu'à la production des colis de déchets. Dans l'environnement, il entre dans un cycle biogéochimique connu ; c'est-à-dire que les bilans des transferts entre l'atmosphère, la géosphère, les végétaux et les animaux sont connus sans toutefois que tous les mécanismes aient été établis. Il existe des modèles d'incorporation-élimination du tritium par l'homme qui permettent d'estimer la dose efficace qui lui est due. En raison de la très faible radiotoxicité de ce radionucléide, on estime qu'il n'y a pas d'effet sur la santé, dans les situations courantes. Il n'existe pas d'accumulation dans la matière vivante bien qu'une partie puisse en garder l'empreinte en raison des cinétiques très lentes de certaines réactions d'échange isotopique.

La loi de 2006 impose au CEA, à travers le décret PNGMDR du 16 avril 2008, d'établir avant la fin de 2008, un dossier sur les solutions d'entreposage des déchets tritiés relevant de ce mode de gestion, qu'il s'agisse de déchets produits ou à venir. Ce dossier doit aborder tous les aspects de sûreté, les échéances d'actions et les coûts. Le CEA a présenté à la Commission l'essentiel de ce dossier. La Commission doit évaluer les E&R qui le soutiennent.

L'inventaire des déchets tritiés purs et mixtes, la localisation des entreposages actuels, les caractéristiques des colis de déchets, notamment vis-à-vis du dégazage, sont connus. Les prévisions de production sont établies à plus de cinquante ans. Le projet d'entreposage du CEA obéit à plusieurs principes : « détritiation » des déchets très actifs avec récupération du tritium, tri et confection des colis chez les producteurs en fonction de la teneur en tritium et des autres radionucléides irradiants, taux de dégazage, colis compatibles avec 50 ans d'entreposage, rejets limités en tritium des entrepôts. A chacune des 6 catégories de déchets tritiés correspond un type d'entreposage caractérisé par les colis acceptables (inventaire, taux de dégazage par colis, rejet total), une capacité des modules et un statut d'installation (ICPE, INB).

46

Ce projet ne fait pas appel à des technologies innovantes pour lesquelles il eût été nécessaire de conduire des recherches particulières. La gestion des déchets tritiés telle qu'elle est pratiquée et telle que le CEA l'envisage, ne pose pas non plus de problème le long de la chaîne qui va de leur production à leur entreposage. Seul le dégazage des colis de déchets en entreposage mérite une attention particulière (taux de relâchement et mécanisme).

Compte tenu de la mobilité du tritium dans l'environnement, de la facilité avec laquelle il est détecté et de l'augmentation significative des quantités cumulées de tritium qui seront rejetées dans le futur, la Commission attire l'attention sur la nécessité de montrer que les mécanismes de marquage de l'environnement et d'incorporation par l'homme sont bien connus et que les aspects réglementaires sont cohérents avec les résultats scientifiques. Cela est nécessaire pour crédibiliser les options de gestion.

Il s'agit donc de poursuivre des recherches déjà engagées dans la communauté des radioprotectionnistes sur son comportement à différentes échelles d'espace, d'y intéresser les spécialistes d'autres disciplines et d'aller vers une recherche plus fondamentale. Les programmes nationaux ou internationaux visent plutôt une recherche opérationnelle.

L'eau tritiée est le principal vecteur dynamique du tritium naturel ou anthropogénique dans la nature. Le cycle biogéochimique de l'eau est bien compris. En revanche le passage de l'hydrogène tritié gazeux dans l'eau, qui se fait via une étape d'oxydation biochimique et non par échange isotopique direct, mériterait d'être mieux compris. Le sort du tritium véhiculé par les particules solides tritiées est à éclaircir. Les mécanismes qui conduisent à ce qu'il existe du tritium échangeable et du tritium non-échangeable avec l'eau, tant pour la matière organique végétale qu'animale, restent à éclaircir. D'une façon générale, il convient de se pencher sur les réactions d'échanges isotopiques, avec ou non effets isotopiques, dont les caractéristiques

cinétiques dépendent des concentrations locales, micro ou macroscopiques, des entités échangeant le tritium. Celles-ci sont différentes selon qu'il s'agit de rejets continus ou accidentels.

Les modèles qui sont utilisés pour les calculs de dose sont assez grossiers. Ils reposent sur l'hypothèse qu'il s'établit un équilibre isotopique simple (échange d'un unique atome d'hydrogène entre les entités impliquées et pas d'effet isotopique) dans tous les compartiments de l'environnement, ce qui est incertain. L'état des connaissances ne permet guère de les améliorer, autrement que par des facteurs correctifs empiriques, et de s'en tenir à des valeurs de dose enveloppe. Cela plaide en faveur des recherches évoquées ci-dessus.

♦ **Notes annexes**

▪ **Sources de tritium**

1 g de tritium a une activité de 360 TBq. Toutes les valeurs ci-dessous sont indicatives.

Il existe un fond environnemental en tritium, essentiellement sous forme d'eau tritiée (HTO) provenant de la production naturelle continue dans les hautes couches de l'atmosphère (environ 3,5 kg en stock permanent, production de 0,15 à 0,2 kg/an, 70 000 TBq/an), des injections dans l'atmosphère pendant 18 ans dès 1945, et massivement entre 1952 et 1963 lors des tirs nucléaires aériens (stock actuel de 40 kg à 90 % dans les océans). Toute l'eau du globe serait marquée même en l'absence des rejets actuels.

Les rejets proviennent de 3 sources d'inégales importances. Les réacteurs nucléaires rejettent le tritium produit hors des assemblages de combustible (réactions nucléaires sur le bore 10 (86 %) et le lithium 6 (14 %) du modérateur), essentiellement sous forme d'eau tritiée (entre 10 et 30 TBq/an par réacteur modéré à l'eau ordinaire et 100 à 500 TBq/an par réacteur modéré à l'eau lourde) et très peu de gaz tritiés (quelques %). Le tritium de fission ternaire reste dans les assemblages de combustible usé (production d'environ 30 TBq/an par tonne déchargée) sauf s'ils sont retraités. Le tritium est alors rejeté très majoritairement sous forme d'eau (6 TBq/an et par tonne traitée) et de gaz tritié (quelques %). Enfin les installations de production de tritium pour les besoins militaires (traitement des cibles de fabrication de tritium et purification isotopique) et de fabrication de molécules marquées rejettent moins de 360 TBq/an. La source anthropique principale reste le fonctionnement des réacteurs électronucléaires et le retraitement. Iter nécessitera 1,5 kg de tritium par an. Toutes les installations ont des autorisations de rejet annuel.

Les activités annuelles rejetées en France sont données dans le tableau ci-dessous :

	Eau tritiée liquide (PBq ⁸)	Gaz hydrogénés (TBq ⁹)
La Hague	12	70
Réacteurs	1	30
Centres CEA	0,02 a	700 b
a – surtout Marcoule défense, 99 %, b – surtout Marcoule défense et Valduc 85 %		

La norme de qualité des eaux de boisson en France est de 100 Bq/l (7800 Bq/l selon l'OMS).

⁸ Peta pour 10¹⁵ (SI).

⁹ Tera pour 10¹² (SI).

♦ **Déchets tritiés sans filière d'élimination**

Plusieurs inventaires ont été faits, notamment par l'Andra. Celui qui suit est le dernier en date. Les déchets des petits producteurs sont entreposés sur place (40 m³, 250 TBq). A Marcoule, on entrepose les déchets provenant de l'extraction du tritium des cibles irradiées dans le réacteur Célestin (510 m³, 200 TBq) et les déchets provenant de l'épuration de l'eau lourde (modérateur) très active en tritium (380 m³, 425 TBq). Les colis sont des cubes ou des cylindres en béton contenant des fûts avec liant en béton. A Valduc, il s'agit de matières en attente de traitement (100 m³, 2 200 TBq, en colis étanches en inox en ateliers), de déchets provenant de la purification du tritium peu dégazant (1 550 m³, 70 TBq) ou dégazant (600 m³, 1 000 TBq), de déchets d'uranium tritié (135 m³, 1 050 TBq) et de déchets divers (200 m³, 250 TBq). Les colis de déchets d'activité élevée sont en fûts métalliques et les autres sont en coque béton, tous dans des hangars. Enfin à Saclay, on entrepose dans des hangars des colis de déchets historiques (30 m³, 2 TBq, fûts ou béton). Au total il y a environ 3 000 m³ de déchets contenant 6 000 TBq de tritium, essentiellement sous forme solide (solides 98,7 %, liquide 0,78 %, gaz 0,55 %). Leur volume devrait doubler d'ici à 2020 à activité constante puis les volumes et activités devraient augmenter de façon plus ou moins continue (20 000 m³ et 25 PBq vers 2060).

♦ **6 catégories de déchets tritiés**

- ❖ Déchets tritiés de très faible activité (dégazage inférieur à 1 GBq/an/colis, rejet module 1 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés purs peu dégazant (dégazage inférieur à 1,3 GBq/an/colis, rejet module 20 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés purs dégazant, (dégazage inférieur à 20 GBq/an/colis, rejet module 140 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés uraniés (dégazage inférieur à 20 GBq/an/colis, rejet module 20 TBq/an)
- ❖ Déchets tritiés irradiant vie courte (dégazage inférieur à 2 GBq/an/colis, rejet module 100 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés d'Iter irradiant vie longue (dégazage inférieur à 10 GBq/an/colis, rejet module 35 TBq/an).

♦ **Déchets tritiés avec filière d'élimination**

Entre 1967 et 1982, on a immergé des colis de déchets tritiés (20 PBq). L'inventaire du CSM est de 1,3 PBq en tritium. La capacité radiologique du CSA est de 4 PBq ; il reçoit au cas par cas quelques colis permettant de respecter les limites des rejets et leurs modalités, très restrictives. Les déchets « graphites » contiennent de l'ordre de 4 PBq de tritium. Chaque colis de déchets MAVL CSD-C voué au stockage géologique profond renferme 20 TBq de tritium. Celui-ci provient du tritium produit dans le combustible (80 % par fission ternaire, 20 % par réactions neutroniques sur ⁶Li et ³He issus indirectement de la fission). Le Mid de 2005 prévoyait le dépôt de 40 000 colis (800 PBq) et de 1 250 colis de coques cimentées (10 PBq).

Annexe 11

DÉCHETS DU CEA

Le CEA produit des déchets radioactifs via ses activités de recherche pour le nucléaire civil (INB) et celles liées à la défense (INBS). Il est engagé dans un programme de reprise de déchets historiques variés sur tous ses sites, notamment l'assainissement/démantèlement de l'usine UP1 et des installations associées sur le site de Marcoule (INBS). Ce programme a été engagé bien avant la loi de 2006 laquelle fait désormais obligation aux producteurs de déchets de conditionner, d'ici à 2030, tous les déchets qu'ils auront produits avant 2015. L'inventaire détaillé des déchets du CEA en entreposage et de ceux dont la reprise est nécessaire, est connu ; il a été présenté pour partie à la Commission en 2008 en même temps que les perspectives de résorption des déchets non conditionnés (cf. rapport CNE n° 2, annexes p. 1). Ce travail engagé par le CEA est prévu pour être mené continûment jusqu'en 2035.

La Commission a été informée à plusieurs reprises des E&R conduites par le CEA sur la gestion de ses propres déchets et sur les pratiques opérationnelles utilisées pour fabriquer des colis de déchets. Ces colis seront destinés au stockage au CSFMA (Soulaines) ou à un entreposage d'attente avant l'ouverture de stockages dédiés aux déchets FAVL ou aux déchets MAVL/HAVL. Dans son rapport n° 2 de juin 2008, la Commission s'était interrogée sur l'optimisation de la gestion des déchets MAVL, autres que ceux issus du retraitement actuel, dont le CEA est un important producteur (environ 40 % de tous les colis MAVL). Elle a eu l'occasion cette année de revenir sur cette question, notamment pour les déchets du CEA-Marcoule, lors de sa visite de certaines installations dédiées au traitement des déchets bruts et à l'entreposage de colis situées sur les centres de Cadarache et de Marcoule (25 et 26 mars 2009).

49

La Commission a constaté l'ampleur des travaux de reprise des déchets en vrac ou pré-conditionnés, la qualité des conditionnements et/ou re-conditionnements, la qualité des entreposages ; elle a reçu l'assurance qu'un dialogue avait été ouvert avec l'Andra, au travers d'un groupe de travail, pour aller vers l'optimum de gestion souhaité. En particulier la définition de colis d'entreposage/stockage entre le CEA et l'Andra, en relation avec la reprise des fûts d'enrobés bitumineux de Marcoule, semble entrée dans une phase active.

▪ Déchets TFA et colis de déchets FMAVC

Ces déchets ne posent pas de problème, ni à Cadarache, ni à Marcoule, ni dans les autres centres. Le CEA n'en produit pas plus qu'il ne peut en évacuer vers le CSFMA. En 2008, 4 283 m³ ont été envoyés au CSFMA (dont 14 % provenant de la défense) et 10 381 t de déchets ont été envoyés au CTFA (dont 20 % provenant de la défense).

▪ Déchets MAVL issus de la reprise des colis de bitume

Le retraitement de combustible irradié dans l'usine UP1 et ses annexes a produit une grande quantité de fûts de boues bitumées ; ces colis de déchets ont été entreposés sur deux zones du site de Marcoule. Un premier procédé d'enrobage avait été mis en place en 1966 dans la station de traitement des effluents liquides (STEL) et a fonctionné jusqu'en 1986. Il a produit au total 54 000 colis dont 2 300 dits de « relargage » dans lesquels l'enrobage des boues a donné, dans les premières étapes du procédé, des solutions « relarguées », et par conséquent des colis dans

lesquels les radionucléides ne sont ni enrobés, ni bloqués. Toutefois ces fûts contenant des radionucléides susceptibles d'être dispersés sont peu actifs. Le procédé a été remplacé en 1987 par un procédé donnant des colis de boues bien enrobés.

Avant l'an 2000, il y avait sur la zone nord du site de Marcoule 6 000 fûts de bitume dans 35 des 170 fosses. A partir de 2000 et jusqu'en 2006, l'installation de reprise des fûts de bitume (ERFB) a permis d'extraire les fûts des 35 fosses. Ces fûts ont été radiologiquement contrôlés et caractérisés, puis reconditionnés dans des « sur-fûts » de 380 litres en inox et transportés dans des emballages spécifiques (emballages DC6) au sein de l'installation EIP (Entreposage intermédiaire polyvalent) destinée aux colis MAVL. A ce jour, la zone nord ne contient plus de fûts d'enrobés bitumineux. Par ailleurs 57 fosses ont été vidées et assainies. Il n'y a plus sur la zone nord de déchets radioactifs en vrac. Les déchets restant sont en conteneurs, mais non immobilisés, dans 35 fosses, 3 pour des déchets HA, 16 pour des déchets de la STEL et 16 pour des déchets de dégâinage du combustible UNGG (1 640 t de magnésium métal). Toutes les autres fosses sont vides.

Avant 2007, il y avait sur la zone sud du site de Marcoule 54 000 fûts de bitume dans 14 casemates. Les fûts de relargage sont dans les casemates 1 à 9 avec d'autres fûts normaux. Les opérations de reprise des fûts de la zone sud ont débuté en mars 2007 dans les casemates 1 et 2. A la fin d'octobre 2008, 700 fûts de bitume et 125 fûts de relargage avaient été repris dans les mêmes conditions que pour la zone nord (ERFB bis) et transférés à l'EIP. Des aménagements sont en cours de réalisation pour la reprise en priorité des fûts de relargage dans l'ensemble des 9 casemates. Pour l'instant, le programme de reprise pilote porte sur les 11 200 fûts de bitume des casemates 1 et 2.

Les colis en entreposage à l'EIP sont désormais bien identifiés.

50

Pour aller plus loin dans la reprise des fûts de bitume des autres casemates et l'évacuation de tous les fûts en stockage géologique, plusieurs problèmes se posent. Le CEA souhaite évacuer une partie des fûts vers le stockage FAVL et l'autre vers le stockage MAVL/HAVL. Une faible partie ira au CSFMA, comme les colis de bitume faits après 1995. Dans les deux cas, un choix rapide des colis de stockage optimiserait la gestion des fûts de bitume car cela éviterait, éventuellement, des conditionnements successifs. Ce n'est pas simple. La gestion des fûts de bitume de Marcoule est l'exemple d'une gestion difficile.

▪ **Stockage en sub-surface avec des colis de déchets FAVL**

Le CEA pensait envoyer 50 % des fûts bitumes de Marcoule au CSFMA sur la base de leur activité alpha à 300 ans et de leurs débits de dose. Les démarches ont commencé en 1993. En février 2006, après une analyse de sûreté, l'Andra a refusé de reprendre 32 000 colis en inox mis dans 6 000 conteneurs CBFK (colis provenant de la zone nord et des 8 premières casemates). Les scénarios de l'analyse de sûreté ont été contestés par le CEA. L'Andra a émis des restrictions sur la caractérisation des colis et la qualification des enrobés. Le CEA dispose d'une base de données, dite STEL, établie en 1984 et revue en 1990 et 1998 ; il a établi en parallèle en 2000 des dossiers « historiques » du retraitement de Marcoule et de la chronologie des événements. Ces données ont été complétées depuis 2000 lors des reprises des fûts de la zone nord par des analyses destructives (300 prises donnant lieu chacune à 40 analyses). La connaissance du comportement des bitumes sous rayonnements (radiolyse) a connu de réelles avancées ces dernières années ; la Commission en a rendu compte (cf. rapport n° 2).

A la demande du CEA, l'Andra étudie depuis octobre 2006 la faisabilité d'inclure dans le modèle d'inventaire du stockage FAVL 40 000 colis de bitume de Marcoule parmi les moins actifs (débit de dose inférieur à 60 mGy/h). Il s'agit des 6 000 fûts inox de la zone nord et de 34 000 fûts de la zone sud, dont une faible partie est actuellement reconditionnée en fûts inox. Le volume à stocker serait de 30 000 à 50 000 m³ selon le colisage de stockage retenu. En effet les colis de stockage pourraient être du type CBFK contenant 4 ou 5 fûts inox ou bien des colis de type MAVL avec 4 fûts de bitumes d'origine (non repris en colis inox). Le colis CBFK envisagé serait du même type que celui qui est déjà fabriqué dans l'atelier CDS pour les déchets FMAVC. La mise en stockage directe des fûts de bitume éviterait certes la mise en « sur-fûts » mais la décision est liée à l'aboutissement des études entreprises par le CEA et l'Andra d'ici à 2011.

Les activités « enveloppes » des colis à stocker seraient les suivantes : activité $\beta\gamma$ de 4 600 TBq, activité α de 125 TBq à 300 ans en 2013, avec une activité inférieure ou égale à 10,72 GBq/fût, au terme de la surveillance du stockage de 300 ans (supposée être la même pour un stockage FAVL-SCR¹⁰ que pour un stockage de surface. Des incertitudes demeurent sur les inventaires radiologiques et chimiques, sur l'évolution des sels et complexants organiques non enrobés et sur le comportement des enrobés bitumineux à long terme en situation de stockage à faible profondeur. Elles devraient être levées en 2009 et 2010 pour s'assurer de la compatibilité des colis de déchets de stockage avec un concept de stockage (SCR ou SCI¹¹) et un site. Dans l'état actuel, ces incertitudes ne facilitent pas le dialogue entre l'Andra et le CEA. Ce n'est qu'en 2011, lorsqu'un site de stockage FAVL aura été retenu, que l'analyse de sûreté pourra être réellement conduite, et que la décision sera prise.

▪ Stockage en profondeur avec les déchets MAVL

La question qui se pose est de savoir si les fûts de bitume devant aller au stockage en profondeur ne pourraient pas être mis directement en conteneur de stockage, puis entreposés dans une installation d'attente d'expédition (IAE). Cela éviterait la mise en « sur-fûts ». Une étude est en cours.

▪ Situation des déchets MAVL au CEA

Il existe sur tous les centres du CEA, 8 840 m³ de colis entreposés, 7 618 m³ de colis pré-conditionnés et 4 817 m³ de déchets non conditionnés. Sur ce total de 21 275 m³ la part provenant de la défense est de 21 % et celle du CEA civil de 46 % ; le reste revient à d'autres producteurs.

Le bitume est une matrice en voie de disparition. Une reprise limitée des boues de la STE2 issues de UP2 400 a eu lieu à la Hague en début 2002 (340 colis du silo 14). L'ASN souhaite l'arrêt de cette pratique. Les boues seront probablement cimentées.

La Commission prend acte que le CEA et l'Andra cherchent à optimiser la gestion des déchets anciens MAVL, en particulier des 60 000 fûts de bitumes de Marcoule. Elle renouvelle néanmoins la recommandation générale qu'elle avait faite l'année dernière sur la gestion optimisée de tous les déchets MAVL, compte tenu des importantes quantités encore à conditionner ou à reprendre qui existent chez tous les producteurs de déchets. Cette démarche demande une caractérisation complémentaire des déchets, voire des recherches complémentaires sur leurs conditionnements,

¹⁰ Stockage sous couverture remaniée.

¹¹ Stockage sous couverture intacte.

qu'il convient d'identifier au plus tôt pour que les dossiers de connaissances et les Mid des stockages soient établis en temps voulu dans le respect de la loi.

▪ **Autres déchets du CEA**

A Marcoule il y a 12 300 m³ de terres et gravats.

A Pierrelatte (INBS), il y a :

- dans « la butte » : 760 t de barrières de diffusion et 46 m³ de déchets technologiques TFA, 14 000 m³ de fluorine et 55 m³ de boue de chrome ;
- dans 12 fosses : 260 m³ de gravats mal caractérisés.

A Valduc (INBS), tous les déchets en entreposage ont une filière d'évacuation. Sur les 10 % de déchets MAVL, la moitié sera incinérée et l'autre moitié entreposée à Marcoule ; 90 % des déchets FMAVC tritiés iront au CSMA après décroissance.

Annexe 12

E&R EN SÉPARATION

Les enseignements des scénarios étudiés par le CEA, EDF et AREVA, pour ce qui concerne la séparation-conversion des actinides mineurs montrent que, pour tirer pleinement bénéfice de la transmutation, il faut des procédés très performants (évalués à moins de 0,1 % de pertes pour l'étape d'extraction) et transmuter l'américium. Cela conduit à rechercher en priorité la séparation-conversion. Cet objectif implique aussi d'utiliser des procédés hydrochimiques dont l'efficacité peut être *a priori* très élevée.

Le CEA considère que les procédés de séparation-conversion doivent être adaptables aux modes de transmutation qui apparaîtront possibles. Cette flexibilité conduit le CEA à étudier en parallèle trois procédés qui s'appliqueraient à la solution de dissolution du combustible usé :

- ❖ en aval des procédés Purex ou Coex, un enchaînement des procédés Diamex et Sanex qui permettrait de séparer individuellement l'américium et le curium ;
- ❖ un procédé qui extrairait l'américium seul (Exam) ;
- ❖ le procédé Ganex séparant l'uranium d'une part et les autres actinides mineurs d'autre part.

La possibilité de mise en œuvre industrielle a conduit le CEA à lancer un programme de « consolidation des procédés ».

A. E&R EN SÉPARATION

▪ Avancées de Diamex-Sanex

Le procédé Diamex1-Sanex, testé avec succès en 2006 pour séparer ensemble américium et curium, pourrait être amélioré et simplifié (cf. rapport n° 2, tome 2, annexes techniques, p. 56). En particulier, le diamide TOGDA permet d'extraire les éléments trivalents mieux que le DMDOHEMA, et de ce fait les lanthanides sont maintenus en phase organique pendant l'étape de dés-extraction des actinides, vers pH2. On évite ainsi d'utiliser deux extractants. Toutefois cette simplification a des contreparties.

En 2008, le CEA a testé un schéma de procédé Diamex1-Sanex/TOGDA à partir d'une solution d'américium simulant, pour ce qui concerne les produits de fission, un raffinat Purex. Des batteries de mélangeurs-décanteurs (partage dynamique) étaient utilisées. Les résultats sont conformes aux valeurs des coefficients de partage des éléments obtenus, pour le système biphasé statique correspondant, et au nombre d'étages de batteries utilisées. Une proportion de 96 % d'américium a été séparée avec quelques % de lanthanides. Le point délicat de ce procédé est le contrôle et le maintien à la valeur 2,1 du pH de la solution de dés-extraction des actinides. Un essai dans Atalante en utilisant une solution représentative du raffinat Purex a eu lieu au début de 2009. L'analyse des données est en cours.

▪ Avancées de Ganex

La première étape du procédé Ganex, appliquée à une solution de dissolution de combustible usé UOX3 (70 GWj/t) avec le malonamide DEHiBA, a été testée dans Atalante en juin 2008. Cet extractant résiste bien à la radiolyse et à l'hydrolyse. L'essai a porté sur 3,2 litres de solution ; il a duré 68 h et a été concluant, tant pour l'hydrodynamique du système dans les batteries de mélangeurs-décanteurs que pour la récupération de l'uranium (99,97 %), avec de bons facteurs de décontamination de cet élément vis-à-vis de certains produits de fission (supérieurs à 10^4). Pour le plutonium, le neptunium et le technétium, les facteurs de décontamination sont très inférieurs.

La deuxième étape de Ganex, c'est-à-dire l'extraction-dés extraction groupée du plutonium et des actinides mineurs en adaptant le procédé Diamex1-Sanex/ DMDOHEMA-HDEHP, doit être testée début 2009 sur le raffinat obtenu dans la première étape. L'essai ne prévoit pas la séparation des extractants. Plusieurs problèmes existent. Des produits de fission qu'il faut dés extraire sont extraits avec les actinides, ceci semble résolu, par exemple, cas du molybdène et du ruthénium avec l'acide citrique à pH égal à 3. La dés extraction des actinides à pH 3 nécessite d'utiliser une phase aqueuse complexante, mais aussi réductrice vis-à-vis du neptunium-VI et du plutonium-IV présents dans la phase organique. Des tests préliminaires sont en cours pour préciser sa composition (mélange de HEDTA, d'acide citrique et d'hydroxyurée). Enfin, la dés extraction des derniers produits de fission, lanthanides, yttrium et zirconium, avant de recycler la phase organique est également à l'étude (solution d'acide nitrique, de TEGDA et d'acide oxalique). Le CEA envisage d'avoir terminé les expériences fin 2009.

▪ E&R programmées

Les autres essais actuellement programmés pour 2009 et 2010 concernent l'étude de l'endurance du procédé Diamex1-Sanex/TEGDA sous radiolyse et sa mise en œuvre avec des colonnes « couette », l'étude du procédé Diamex Sanex/DMDOHEMA-HDEHP avec séparation des extractants (essai en actif au 3^{ème} trimestre 2009 ou en 2010) et l'extraction de l'américium seul en aval de Purex (essai à échelle réduite en actif en 2010)

En vue des deux derniers essais, le CEA conduit des expériences préparatoires. En octobre 2008, un essai en inactif du procédé Diamex1-Sanex/DMDOHEMA-HDEHP a eu lieu pour tester la stabilité hydrodynamique des flux et la séparation des extractants. Les difficultés pour obtenir l'américium seul dépendent de la solution aqueuse de départ, selon qu'il s'agit d'un raffinat du procédé Purex, du procédé Diamex1 ou d'une solution d'américium et de curium résultant du procédé Sanex. Dans ce dernier cas, la DMDOHEMA a déjà été utilisée en 2002 pour séparer l'américium du curium. L'essai de 2010 est prévu en aval du procédé Diamex Sanex/DMDOHEMA-HDEHP (sans séparation des extractants), en utilisant la DMDOHEMA et le complexant TEGDA en phase aqueuse pour augmenter l'efficacité de la séparation (réduction du nombre d'étages de la batterie de mélangeurs décanteurs). Début 2009, un essai du procédé sur solution simulée doit avoir lieu dans G1. Enfin, le CEA conduit des essais de concentration des éléments des solutions aqueuses de départ (diminution du volume de 15 à 20 %) pour diminuer globalement les volumes à mettre en œuvre dans les procédés. Ces essais permettront de s'assurer qu'il n'y a pas de précipitation de composés entraînant les actinides mineurs, point important pour établir les bilans de transmutation.

En résumé, le CEA s'est fixé de conduire des essais :

- ❖ en 2008 sur des solutions de haute activité pour le procédé Ganex (1^{er} et 2^{ème} cycles) ;
- ❖ en 2009 sur les procédés Diamex-Sanex/TOGDA et Diamex-Sanex avec séparation des extractants, les deux conduits en un seul cycle ;
- ❖ en 2010 sur la récupération de l'américium seul en aval de Purex ;
- ❖ d'ici à fin 2012 sur la récupération de l'américium seul à partir de solutions de haute activité.

▪ **Avancées vers l'industrialisation**

Le programme « Consolidation des procédés » vise à développer les méthodes et les outils qui permettront de passer des procédés de séparation poussée validés à petite échelle (1/1 000ème) à un stade industriel. Les enjeux sont la synthèse des réactifs en grande quantité, la tenue et la régénération des solvants, la gestion des effluents organiques et aqueux, les tests hydrodynamiques pour choisir les systèmes biphasés de séparation et les appareillages les mieux adaptés pour les mettre en œuvre (mélangeurs-décanteurs, colonnes, extracteurs centrifuges), et enfin la concentration des solutions aqueuses afin de les adapter à la co-conversion et à la vitrification. Il s'agit aussi du contrôle en ligne des procédés et leur modélisation. Tous ces points sont familiers au CEA. Un effort expérimental important porte sur la gestion des nouveaux effluents organiques ou aqueux (par rapport à ceux du procédé Purex). La modélisation des procédés, c'est-à-dire, en fait, la simulation des opérations de séparation poussée, est calquée sur la structure du code Parex qui simule le procédé Purex.

En résumé, le CEA s'est fixé de conduire des essais :

- ❖ en 2011 sur la fabrication optimisée de diamides ;
- ❖ en 2011 sur la gestion des effluents des procédés ;
- ❖ d'ici à 2012 sur l'adaptation du code Parex aux procédés Diamex, Sanex et Exam.

▪ **Conclusion**

Le CEA a entamé les expériences de mise au point de plusieurs procédés de séparation. Ces procédés sont adaptables aux possibilités de transmutation en RNR qui apparaîtront dans le futur. Cette approche progressive devrait aboutir fin 2012. Tous les essais reposent sur une méthode commune (mesures préliminaires, essais inactifs, essais sur des solutions simulées) débouchant sur des tests mettant en jeu des solutions et des appareillages représentatifs des conditions industrielles. Tous les procédés étudiés comportent des opérations unitaires communes (extraction des éléments, lavage des phases, dés extraction des éléments, régénération des solvants, etc.) et sont fondés sur l'utilisation d'un minimum de réactifs chimiques, qu'il s'agisse d'extractants, de complexants ou de réactifs tampons du pH des phases aqueuses. Cela confère aux E&R la flexibilité nécessaire, en cohérence avec l'objectif que le CEA s'est fixé. Tout ou partie des E&R du CEA sont intégrées dans les programmes du 7^{ème} PCRD Euratom. La démarche progressive du CEA consiste, après avoir étudié la séparation de tous les actinides mineurs à envisager celle de l'américium seul car sa transmutation apparaît une première étape réaliste au plan industriel. La séparation du curium pourrait ensuite éventuellement être regardée car sa transmutation améliorerait d'un facteur 200 l'inventaire de radiotoxicité des déchets HAVL actuels.

B. ACTUALISATION DES E&R À L'ÉTRANGER

Trois pays s'intéressent à la séparation poussée :

- ❖ Les USA pourraient dans une première étape (2020-2050) retraiter tout ou partie de leur combustible usé (procédé Coex), réutiliser l'uranium et le plutonium dans leurs réacteurs à neutrons thermiques et stocker les déchets à Yucca Mountain. Dans une seconde étape (2050-2100), ils pourraient transmuter les actinides mineurs dans des RNR dédiés. Pour préparer la transmutation, deux procédés sont étudiés. Le premier (Urex+1A) est équivalent à Ganex : séparation de l'uranium (Urex ou premier cycle de Ganex), puis séparation du césium et du strontium, enfin séparation du plutonium et des actinides mineurs (Truex et Talspeak ou deuxième cycle de Ganex). Le second (Urex+3A) équivaut à Coex plus Diamex-Sanex : séparation de l'uranium et du plutonium (Urex ou Coex) et séparation des actinides mineurs (Truex et Talspeak ou Diamex-Sanex). Les procédés Truex et Talspeak sont bien connus aux USA. Le procédé Urex+3A a l'avantage de conduire directement au Mox et à des combustibles de transmutation pour RNR dédiés. Des appels d'offres internationaux ont été lancés par le DOE pour étudier ces procédés.
- ❖ Le Japon, qui brûle déjà le Mox, vise la transmutation des actinides mineurs, actuellement en mode homogène, pour laquelle il développe le procédé Next : séparation de l'uranium par cristallisation, séparation groupée de l'uranium, du plutonium et du neptunium par Purex, enfin séparation de l'américium et du curium par chromatographie sur résine. La préparation du combustible de transmutation se fait par mélanges appropriés des éléments ou groupes d'éléments séparés.
- ❖ La Russie affiche une politique de recyclage de l'uranium et du plutonium en RNR (après 2025 ?), mais n'a pas de programme clair de transmutation. Pour une future usine de retraitement du combustible usé actuellement en entreposage, elle développe un procédé de séparation conjointe de l'uranium et du plutonium pour préparer du Mox, et à titre optionnel pour séparer les actinides mineurs. La majeure partie de l'uranium serait séparée par transformation de l'UOX en nitrate d'uranium-VI solide (attaque par un mélange gazeux approprié), suivie d'une dissolution puis d'une cristallisation. L'uranium restant et le plutonium seraient extraits par le procédé Purex. Il s'agit d'un procédé global équivalent à Coex. La Russie développe aussi, pour traiter le combustible UOX usé, le procédé pyrochimique DDP (Dry Dimitrovgrad Process) conduisant à un combustible Mox vibro-compacté. Ce procédé ne permet de séparer ni l'américium, ni le curium.

♦ Notes

TOGDA - TetraOctylGlycolDiAmide

DEHiBA - DiEthylHexylisoButylAmide

DTPA - Acide DiéthylèneTriaminePentaAcétique

HEDTA - Acide HexylÉthylèneDiamineTriAcétique

TEGDA - TetraEthylGlycolDiAmide

Acide oxalique - Acide ethanedioïque, HOOC-COOH

Acide glycolique - Acide hydroxyacétique, HO-CO-CH₂-OH

Acide citrique - Acide-3-carboxyl-3-hydroxypentanedioïque, HOOC-CH₂-C(OH)(COOH)-CH₂COOH

Acide malonique - Acide 1,3 propanedioïque, HOOC-CH₂-COOH

Hydroxyurée - Arbamoylhydroxylamine, H₂N-CO-NHOH

Annexe 13

E&R SUR LA TRANSMUTATION

A. CONTEXTE

La Commission attend les conclusions du programme d'études de scénarios pour lequel le CEA, EDF et Areva se sont associés. Ces études sont essentielles pour la problématique de la gestion des déchets radioactifs. Cette question est toujours considérée comme préoccupante ; en outre, à force de prudence, on pourrait bien voir arriver sur le marché international des solutions et des acteurs inattendus.

Les produits de la fission nucléaire en réacteur sont, par ordre de radiotoxicité décroissante, le plutonium, les actinides mineurs et les produits de fission et d'activation. Le plutonium est d'ores et déjà monorecyclé dans le combustible Mox. Le combustible Mox utilisé constitue la réserve de plutonium pour le déploiement des RNR. On sait que la teneur en plutonium et en actinides mineurs du combustible irradié croît avec le taux de combustion en réacteur.

Les actinides mineurs paraissent devoir être remarquablement isolés et confinés dans les argilites (milieu réducteur) du Callovo-Oxfordien de Meuse/Haute-Marne où ils seront très peu mobiles, même sous forme colloïdale. Mais un tel site est rare. C'est pourquoi il est important d'évaluer les conséquences de la séparation-transmutation sur le stockage géologique.

La transmutation des produits de fission n'est pas l'objet de recherches car leur contribution à l'inventaire radiotoxique des déchets diminue fortement passé 500-600 ans. De même la reprise des verres actuels n'est pas envisagée. Sur l'ensemble du programme engagé (c'est-à-dire au moins pendant toute la durée de fonctionnement de l'usine actuelle de retraitement de la Hague), les verres produits demeureront chargés d'actinides mineurs et de produits de fission. À aucun moment (même pendant la période de réversibilité du stockage), il n'est prévu de « reprendre » ces verres, c'est-à-dire d'en extraire tel ou tel produit radioactif que l'on saurait alors transmuter.

Les travaux actuels sont donc consacrés à la transmutation des seuls actinides mineurs : lesquels, à quel coût ou détriment et pour quel bénéfice ? Quels seraient les impacts de la transmutation sur le fonctionnement d'un parc nucléaire futur, sur l'emprise et la sûreté du stockage souterrain, sur les temps et conditions d'entreposage ?

Dans un parc de RNR à l'équilibre, le recyclage des actinides mineurs réduirait d'un facteur 200 l'inventaire de radiotoxicité des déchets, comparé à celui du combustible UOX utilisé (ce chiffre tombe à 20 avec le recyclage du seul américium). Sur un plan théorique, un spectre de neutrons rapides, indispensable pour que la fission l'emporte sur la capture (le phénomène responsable de la production d'actinides mineurs), améliore aussi le bilan neutronique et accroît d'un ordre de grandeur les flux dans le réacteur. Pourtant, même en spectre rapide, les probabilités de fission restent médiocres. C'est pourquoi la transmutation des déchets implique nécessairement des inventaires totaux (cycle et réacteurs) élevés en plutonium (c'est le cas également sans transmutation) et en actinides mineurs.

Concernant la nature des éléments à transmuter, la très longue période du neptunium confère peu d'intérêt au recyclage du neptunium, qui réduirait peu la radiotoxicité à long terme et la thermique des déchets. Si cependant on souhaitait le recycler, on sait, sur la base d'essais

réalisés en 2005 à Atalante, que sa séparation est aisée. Par contre, le curium introduit des difficultés en termes de sûreté, de thermique et d'émissions de neutrons. Les efforts portent donc aujourd'hui, en priorité, sur le recyclage de l'américium.

Une étude particulière du CEA a porté sur le devenir du curium. Après 4 ans de refroidissement, une tonne de combustible UOX irradié contient 83 g de ^{244}Cm (soit une source de 250 TBq et 234 W, qui émet 10^9 neutrons par seconde). Il serait donc pénalisant d'incinérer le curium en réacteur. Son entreposage (sous forme d'oxyde et sous eau) présente aussi un certain nombre de difficultés. Les effets d'auto-irradiation dans les verres nucléaires, certes importants, tendent plutôt à stabiliser ceux-ci, et la production d'hélium ne paraît pas avoir d'effet sur leur structure macroscopique. En conclusion et sous réserve d'études plus approfondies, le stockage dans le verre pourrait rester préférable pour le curium.

L'option des couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM), dans laquelle les actinides mineurs sont dispersés sur une matrice UO_2 dans les couvertures radiales du réacteur présente un triple avantage : les actinides mineurs à incinérer sont physiquement éloignés du cœur électrogène du réacteur ; ils sont irradiés sur un cycle beaucoup plus long (une dizaine d'années) que celui des ADS, ce qui réduit leur manipulation ; enfin au cours du traitement, les combustibles de ces couvertures pourraient suivre le flux des assemblages standards.

B. MOYENS POUR LA TRANSMUTATION

▪ Les réacteurs d'irradiation

58

Nous décrivons la situation qui est celle à la mise hors service de Phenix (Mars 2009).

Au Japon, la remise en état du réacteur rapide Joyo est soumise à une analyse préalable d'intérêt. Le réacteur rapide Monju qui doit redémarrer fin 2009, ne sera pas équipé avant 2015 de capsules d'irradiation pour qualifier les combustibles des prototypes de RNR (Japon, USA, France). En outre, les procédures de sûreté particulières au Japon compliquent l'installation de dispositifs d'irradiation dans les réacteurs et les procédures d'harmonisation semblent très lentes.

En Russie, le réacteur rapide Bor 60 resterait en fonctionnement jusqu'en 2011 avec les autorisations actuelles, mais pourrait théoriquement être prolongé jusqu'en 2015. Il pourrait ensuite être remplacé par un réacteur RNR au Pb-Bi (75 MWth) ; aucune décision n'est prise actuellement concernant l'arrêt de Bor 60 et son éventuel remplacement. Seul BN 600, réacteur rapide électrogène, peut dans l'immédiat permettre des E&R de tenue de gaine.

En Inde, le réacteur rapide, tête de série PFBR, actuellement en construction et d'une puissance de 500 MWe, devrait être raccordé au réseau en 2010, sans qu'aucune perspective d'irradiation dans ce réacteur n'ait encore été ouverte.

Le réacteur Jules Horowitz dont l'objectif est de satisfaire aux besoins d'études à long terme en technologie pour la fission, a été présenté pour la première fois à la Commission. Seule grande infrastructure de recherche labellisée par l'Union européenne dans le domaine de la fission, sa construction à Cadarache a été financée (500 M€ en 2005) par un consortium international, comportant Areva (10 %) et EDF (20 %). Le CEA en est le propriétaire, le maître d'ouvrage et l'exploitant nucléaire. D'une puissance de 100 MWth (son combustible est enrichi à 27 % en ^{235}U), il est prévu qu'il fonctionne de 2014 à 2065. Il a l'avantage d'offrir un flux élevé de neutrons rapides (10^{15} neutrons.cm⁻².s⁻¹ à une énergie supérieure à 100 keV) mais sur une région très

limitée du réacteur. Il devrait aussi pouvoir assurer la production de 25% de la demande européenne en radionucléides médicaux. Avec sa mise en service et celles éventuelles de Myrrha (vers 2018 à Mol) et de Pallas à Petten, la situation européenne pour des expériences portant sur la conception de combustibles et le vieillissement des matériaux sera améliorée.

Les collaborations internationales d'ores et déjà établies sur la mise au point du combustible d'un réacteur rapide, chargé ou non d'actinides mineurs se heurtent à ce manque de moyens d'irradiation en spectre rapide. Par exemple, la collaboration Gacid (entre la France, les Etats-Unis et le Japon) sur le recyclage homogène des actinides mineurs ne prévoit pas d'irradiation en réacteur avant 2025 (un assemblage dans Astrid ou dans Monju) ; l'expérience de transmutation en mode hétérogène par CCAM ne pourra avoir lieu qu'en 2015 (Monju) ou après 2020 (Astrid).

▪ **Le recyclage homogène des actinides mineurs**

Le retour d'expériences d'irradiations (Superfact sur Phenix, Am-1 sur Joyo) donne accès à la redistribution des actinides mineurs dans le combustible irradié. Il reste à apprécier l'ampleur de la corrosion interne par réaction chimique avec la gaine à fort taux de combustion.

Une collaboration du CEA avec les USA, notamment pour irradiations dans le réacteur ATR permettra de tester des aiguilles de combustible chargé d'actinides mineurs à des taux de combustion élevés. Dans le cadre du forum international GEN-IV, le programme Gacid qui implique la France, le Japon et les Etats-Unis, a pour thème la démonstration de faisabilité quasi-industrielle du recyclage homogène des actinides mineurs. Ceux-ci seraient fournis par les Etats-Unis, le combustible serait fabriqué en France et les irradiations auraient lieu dans le réacteur rapide Monju. A l'horizon 2020-2025, on prévoit de coupler les 3 opérations de fabrication, d'irradiation (Monju ou Astrid) et de séparation groupée d'un assemblage contenant les trois actinides mineurs.

59

Un autre projet rassemble les Etats-Unis, la France, le Japon, la Corée et l'Union européenne : c'est le projet « Advanced Fuels ». Il recherche le meilleur combustible (à la fois matériau fissile, matériau de gaine et tube hexagonal) pour des taux de combustion élevés et de très fortes doses. En plus des combustibles à l'oxyde, au nitrure et au métal, la France a fait ajouter le carbure qu'elle évalue pour Astrid ; les propriétés des aciers martensitiques et des ODS seront également comparées. La comparaison portera aussi sur d'éventuels combustibles chargés d'actinides mineurs. Ces travaux tiennent essentiellement à ce que l'on sait encore peu de choses (sauf peut-être au Japon) sur la fabrication de combustibles chargés en actinides mineurs à base de nitrure ou de carbure.

▪ **Le recyclage hétérogène**

Dans une première option, les actinides mineurs seraient, dans le cœur du réacteur, dispersés dans une matrice inerte (dont la référence est MgO) et peuvent (ou non) être multi-recyclés. Des résultats (taux d'américium fissionné, transformations microstructurales et mécaniques) ont déjà été obtenus à partir d'irradiations de telles cibles dans Phenix (cible à 17 % d'oxyde d'américium en spectre localement modéré) ou dans le réacteur rapide russe Bor-60 (cible de forte porosité à 40 % de PuO₂) et valident les choix.

La seconde option, celle des couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM) dans laquelle les actinides mineurs (à une teneur élevée pouvant atteindre 20 %) sont dispersés dans une matrice d'oxyde d'uranium en périphérie du cœur, retient particulièrement l'intérêt aujourd'hui. On

prévoit des consommations d'actinides mineurs atteignant la dizaine de kg/TWhe sur des temps de séjour en réacteur d'une dizaine d'années. L'intérêt se fonde sur une plus grande similitude des assemblages avec ceux du combustible standard d'où l'opportunité de les traiter ensemble, et sur le fait de ne pas affecter la sûreté du cœur. Un programme d'irradiations en spectre thermique (sur HFR et OSIRIS) est lancé et des irradiations dans Phenix sont réexaminées. Il n'en demeure pas moins indispensable de connaître le comportement des assemblages en conditions représentatives.

Le projet ESFR (European Sodium Fast Reactor - 7^{ème} PCRD, 26 organismes, contribution de l'UE : 5.8 M€) lancé en janvier 2009 représente la contribution de l'Europe au programme GEN-IV pour la filière RNR-Na. L'architecture du réacteur, la sûreté et le combustible se partagent le programme. Des études d'optimisation de cœurs à combustible oxyde, mais aussi carbure, seront étendues à l'impact du recyclage des actinides mineurs sur les caractéristiques du cœur. Elles intègrent aussi la fabrication et la détermination des propriétés physiques de combustibles chargés en actinides mineurs (oxyde, carbure, nitrure) ; pour le carbure et le nitrure, les connaissances doivent être amenées au niveau de celles sur l'oxyde. Des mesures de propriétés physiques sont également prévues sur des échantillons représentatifs du mode de recyclage hétérogène, sur support UO₂.

▪ **Simulation**

La qualification de combustibles passe par le développement de codes simulant le comportement sous irradiation de l'aiguille combustible, en s'appuyant sur des modèles physico-chimiques et une large base de données constituée des résultats d'irradiation d'environ 5 000 aiguilles dans Phenix, Superphenix et Rapsodie. Leur intégration est en cours dans la plate-forme Pleiades développée en collaboration avec EDF. Elle sera adaptée à des combustibles chargés en actinides mineurs.

La modélisation qui vient en support de la compréhension des phénomènes physiques a permis de réaliser l'analyse thermique, mécanique et thermo-hydraulique d'un concept d'élément combustible, chargé à 20 % d'actinides mineurs, pour les CCAM. La Commission a entendu des exposés très convaincants sur l'apport de la simulation à la problématique du gonflement dû à l'hélium dont les modèles classiques ne rendaient pas compte jusqu'ici.

▪ **Fabrication du combustible.**

Les teneurs considérées en actinides mineurs varient de 2 % (recyclage homogène) à 20 % (CCAM) et pourraient dépasser 50 % dans le cas des ADS. Une teneur de 10 % en actinides mineurs multiplie la puissance thermique par 7 comparée au combustible Mox, et l'émission neutronique par 500. Il semble que les effets thermiques et les risques de criticité soient gérables. Pour fabriquer les pastilles et les aiguilles, il sera nécessaire d'opérer en chaîne blindée et d'automatiser toutes les phases de fabrication et de contrôle. L'adaptation de la co-conversion à une échelle industrielle, les contraintes de protection radiologique et l'introduction de la robotique à un niveau très supérieur au niveau actuel, devront être examinées et évaluées soigneusement.

La manipulation des assemblages irradiés sera rendue compliquée par une puissance thermique résiduelle accrue et la température des assemblages et aiguilles aura des conséquences sur les durées de refroidissement. La nécessité d'une optimisation des différents postes de manutention apparaît déjà pour le prototype du futur SFR.

▪ Conclusion

Le CEA a retenu une démarche commune de développement pour tous les combustibles, avec et sans actinides mineurs. Il dispose d'importantes installations de conception, de fabrication (Atalante, LEFCA, LECA) et des moyens d'examen post-irradiatoire.

La disponibilité de moyens d'irradiation pose problème et pour des expériences à courte échéance sur les réacteurs rapides japonais, la situation apparaît particulièrement difficile. Joyo a subi en juin 2007 un accident de manutention et son redémarrage n'est pas prévu avant 2011 ; Monju a rencontré des problèmes de corrosion et de tuyauterie sur ses circuits primaire et secondaire ; il ne pourra atteindre sa pleine puissance avant 2010. Dans ces conditions, le prototype Astrid, dès sa mise en service, aura un rôle majeur d'outil d'irradiations pour démontrer la transmutation des actinides mineurs comme le demande la loi de 2006.

La Commission a apprécié l'effort qui est fait par les équipes du CEA, en s'appuyant sur des modèles physiques, pour transposer, autant que faire se peut, les résultats qui pourraient être acquis dans des réacteurs thermiques comme HFR, Osiris (en fin de vie) ou ATR (réacteur américain très âgé), à ce que pourraient être les résultats d'irradiation en spectre rapide. L'irradiation en spectre thermique de combustibles chargés en actinides mineurs est consacrée au choix de microstructures, gonflement, au relâchement d'hélium, aux transitoires de puissance. Mais il paraît difficile de se passer de neutrons rapides pour valider le comportement du combustible en conditions représentatives (historique de puissance, rapport taux de combustion/dommage ...) et obtenir de fortes doses sur les matériaux de gainage. Enfin, si on prévoit l'irradiation dans Astrid d'une ou plusieurs capsules, et de quelques aiguilles, il est d'ores et déjà vraisemblable que le passage à l'irradiation à l'échelle de l'assemblage n'y est pas envisageable avant 2030.

La Commission porte une appréciation particulièrement positive sur les progrès faits dans la compréhension des phénomènes physiques élémentaires par les différentes équipes qui lui ont présenté leurs travaux et la diversité des moyens d'étude mis en œuvre.

▪ Transmutation en ADS

Jusqu'en 2010, Eurotrans est un projet intégré du 6^{ème} PCRD européen, entièrement consacré aux ADS.

On vise avec ces systèmes de pouvoir utiliser des combustibles à forte concentration atteignant 50 % en actinides mineurs. Les solutions de référence proposées aujourd'hui sont des composites Cercer (matrice MgO) ou Cermet (matrice ⁹²Mo). À cause de la teneur très élevée en actinides mineurs, les difficultés sur les combustibles de ce type de système sont considérables ; pour le moment, leur teneur en actinides mineurs est augmentée de façon très graduelle et les progrès sont modestes. On a mentionné ailleurs l'impact de telles teneurs sur la fabrication du combustible et *a fortiori* sur la manipulation, le transport et le traitement du combustible usé.

Les résultats du programme AFTRA/Eurotrans relayé par le programme européen Fairfuels (2009-2013) et complétés par ceux du programme CEA sur les cibles de transmutation devraient alimenter les dossiers de synthèse Eurotrans pour 2012.

Le WP3 AFTRA (consacré au combustible et coordonné par le CEA) d'Eurotrans a retenu l'option des combustibles du recyclage hétérogène, c'est-à-dire le concept de cibles d'un combustible de référence du type Cercer (oxydes de Pu et d'actinides mineurs sur support MgO), ou du type Cermet (oxydes de Pu et d'actinides mineurs sur support ^{92}Mo). Toutefois, les collaborations dans ce domaine avec le Japon conduisent à conserver, comme solution de repli, un combustible de type nitrure, solution privilégiée par le Japon. Les procédés de fabrication de ces combustibles ont été évalués ainsi que leur impact et leur comportement dans le cœur du réacteur. La mise au point de tels combustibles nécessitera des moyens d'irradiation en spectre rapide qui font défaut aujourd'hui. La pyrochimie serait particulièrement bien adaptée au retraitement de ces combustibles ; le CEA est en cours de réorientation des travaux dans ce domaine, en relation avec le programme Acsept du 7^{ème} PCRD.

Le WP4 Demetra (coordonné par FZK) sur les matériaux a permis d'aborder les problèmes de corrosion des matériaux de structure en contact avec le métal liquide (Pb ou eutectique Pb-Bi) et sous irradiation (méthodes de mesure, expériences sur des boucles de Pb en soutien au design du cœur, analyse post-irradiations de la cible Megapie). Un réacteur rapide au plomb est en effet envisagé en Europe comme solution alternative au SFR. Cette activité sur les matériaux sera prolongée par les travaux du programme GETMAT du 7^{ème} PCRD.

Les études « système » ont connu nombre de déceptions ; elles sont maintenant centrées sur l'expérience Guinevere auprès du réacteur Venus du SCK•CEN à Mol, expérience essentielle pour le contrôle de l'état instantané du cœur et donc pour la sûreté d'un ADS. Pour cette expérience, le CEA a fourni le combustible (uranium enrichi à 30 % en ^{235}U) ; le CNRS a construit l'accélérateur source d'un faisceau pulsé ou continu de neutrons. Cette expérience est prévue pour la fin de l'année 2009 : il est donc exclu que ses résultats soient contenus dans le rapport final d'Eurotrans qui doit produire le projet du design d'un démonstrateur (environ 70 MWth) et de son extrapolation industrielle appelée EFIT (environ 400 MWth).

En 2008, l'Union européenne a approuvé un nouveau programme CDT (Central Design Team) qui doit permettre de rédiger l'avant-projet détaillé d'une installation d'irradiation en spectre rapide travaillant en modes sous-critique et critique. Ce projet s'appuie sur une équipe technique multidisciplinaire hébergée à Mol. Le CNRS participe aux travaux sur l'accélérateur et le CEA aux travaux sur le combustible. Ces travaux préparent l'implantation d'un dispositif d'irradiation rapide, Myrrha, sur le site de Mol. Les partenaires souhaitent faire de Myrrha une infrastructure de soutien européenne, au même titre que le RJH. Sa construction pourrait être autorisée vers 2013.

C. ASPECTS INTERNATIONAUX

▪ La plateforme SNE-TP

La Commission européenne a vivement encouragé la création de plates-formes technologiques, en particulier dans le domaine de l'énergie (biocarburants, réseaux électriques, énergies renouvelables...). Le SET Plan (plan stratégique technologique pour l'énergie) publié en novembre 2007, sur lequel s'appuiera la Commission européenne pour établir les programmes de travail à venir, classe le nucléaire parmi les technologies « bas carbone ».

Précédant la création d'une plate-forme sur le stockage géologique des déchets nucléaires, la plate-forme technologique SNE-TP (« Sustainable Nuclear Energy Technology Platform ») qui regroupe une vingtaine d'industriels, d'organismes de R&D, d'universités et d'organisations non gouvernementales, a été lancée par la Commission européenne en septembre 2007. L'objectif serait de préciser les ambitions technologiques européennes à l'horizon 2050 et de clarifier les stratégies possibles de déploiement industriel. Une autre mission est de mettre en place un mécanisme de gestion des ressources humaines pour le demi-siècle à venir. Sans déléguer totalement le travail de synthèse des besoins aux acteurs du domaine, la Commission européenne entendra les recommandations de la plate-forme avant de définir le contenu de ses appels à projets.

A l'occasion de ce lancement devant les commissaires à l'énergie et à la recherche, un « Rapport de vision » de SNE-TP identifie des voies de R&D pour 2020 :

- ❖ sûreté et compétitivité des technologies de fission actuelles ;
- ❖ développement d'une génération de technologies de réacteurs plus durables ;
- ❖ recherche de nouvelles applications de l'énergie nucléaire ; progrès sur la voie de la séparation-transmutation.

En octobre 2007, un « Governing Board » a été mis en place, actuellement présidé par le Directeur de l'énergie nucléaire du CEA. Au cours de la première assemblée générale de SNE-TP, en novembre 2008, un « Strategic Research Agenda » formule les recommandations suivantes :

- ❖ construire un prototype pré-industriel (Astrid) de SFR,
- ❖ démontrer la faisabilité d'une technologie alternative, LFR ou GFR,
- ❖ construire des infrastructures de recherche, des installations d'irradiation et de fabrication du combustible et des boucles expérimentales,
- ❖ réaliser le projet Myrrha, avec pour finalités la démonstration de la technologie ADS et l'irradiation de matériaux en spectre rapide,
- ❖ fermer le cycle du combustible à une échéance proche de 2050.

Coordonnée par SNE-TP, une « European Industrial Initiative for Sustainable Fission » a été publiée en novembre 2008 ; elle donne des prévisions de budget aux actions énumérées ci-dessus. Le coût global de l'ensemble, sur les 15 prochaines années, est compris entre 6 et 10 G€ (hors RJH), dont 1.5-3 G€ de R&D. Cette initiative se décline comme suit :

- ❖ développement de la technologie SFR : construction (décision en 2012) en France d'un prototype d'une puissance de 250 à 500 MWe (2-4 G€) ;
- ❖ choix, entre 2010 et 2012, d'une technologie alternative au SFR (LFR : European Technology Pilot Plan, 0.6-0.8 G€ ou GFR : Allegro) et décision de lancer la construction en 2018-2020 du démonstrateur correspondant ;
- ❖ construction de Myrrha : 0.75 G€ ;
- ❖ décision en 2012 de construire une installation de fabrication de combustible y compris chargé d'actinides mineurs (1G€) ;
- ❖ construction d'une installation complémentaire d'irradiation en spectre rapide et de facilités expérimentales de test et de qualification.

Un réseau d'infrastructures de recherche devrait être constitué pour promouvoir la R&D et encourager l'intégration des équipes européennes, qui répondraient à l'appel à projets Euratom publié en novembre 2008. Parmi les sujets envisagés :

- ❖ matériaux pour le nucléaire,
- ❖ démonstration de technologies susceptibles de fermer le cycle,
- ❖ durée de vie des réacteurs actuels.

Un groupe de travail, constitué d'Areva, EDF, GDF-SUEZ, CEA, UJV¹², SCK•CEN et de la Commission européenne, examine les questions suivantes : où construire les démonstrateurs de technologie ? Quels en seront les impacts technologiques, industriels, économiques ? Quels avantages pour l'industrie européenne dans la compétition internationale ? Quelle place dans la recherche européenne ?

▪ **Le programme américain AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative)**

La mission du programme américain AFCI est d'encourager le développement durable, en démontrant le recyclage du combustible irradié et la gestion des déchets. Son schéma s'appuie sur 3 points : retraitement par l'industrie, fabrication d'un combustible de transmutation et conception d'un réacteur avancé de transmutation par l'industriel. Le « Idaho National Laboratory » est responsable de l'intégration des travaux de 10 autres laboratoires nationaux. Le retraitement qui pourrait faire appel à la pyrochimie, doit conduire à brûler un combustible Mox dans les REP et à incinérer les transuraniens dans les RNR. Les travaux actuels sont aussi destinés à satisfaire les besoins les plus critiques de l'industrie.

64

Le réacteur rapide à sodium est fortement soutenu ; l'intérêt paraît diminuer pour les réacteurs à gaz et la très haute température (sûreté, production d'hydrogène par électrolyse et non par thermochimie). Un conservatisme avoué et une très grande prudence guident les choix, ne serait-ce que pour parvenir au but le plus rapidement possible. L'avenir de Yucca Mountain est en suspend.

¹² Nuclear Research Institute – République Tchèque.

Annexe 14

INSTITUT DE CHIMIE SÉPARATIVE DE MARCOULE ICSM

L'Institut de chimie séparative de Marcoule (ICSM) a été créé en mars 2007 et ouvert en janvier 2009. C'est en 2003 qu'ont été définis les contours d'un centre destiné aux études fondamentales, en amont des E&R concernant l'aval du cycle du combustible nucléaire, notamment des E&R développées dans Atalante. L'ICSM-UMR5257 est une unité mixte entre le CEA, le CNRS, l'Université de Montpellier 2 et l'École nationale supérieure de chimie de Montpellier (ENSCM). On peut noter des collaborations internationales (Postdam, ITU, USA, ANSTO, PCRD de l'UE).

L'ICSM est structuré en 7 équipes de recherche thématiques et 3 équipes de recherche dites transversales dont 2 ont pour mission de développer une plateforme technique puissante en microscopie et diffusion/diffraction, adossée à Atalante et à Soleil, la troisième étant vouée à la modélisation à l'échelle colloïdale dite « mésoscopique ».

L'ICSM inscrit ses recherches pour le nucléaire du futur dans le cadre général, d'une part d'une chimie « verte » (chimie pour un développement durable) dont les principes sont codifiés et d'autre part de la nanochimie dont l'essor est dû à l'extrême diversité de la réactivité des nanoparticules et aux moyens d'observation de la matière à l'échelle nanométrique. Ces orientations proviennent de la réunion de communautés scientifiques au sein de l'Institut venant de sous-disciplines de la chimie et de la physique statistique.

65

La majorité des E&R de l'ICSM portent sur les aspects fondamentaux de la séparation des éléments, séparation considérée au sens large (systèmes liquide-liquide, liquide-solide) en prenant en compte non seulement les espèces monomères traditionnellement étudiées, mais aussi les espèces polymères, colloïdes, agrégats, micelles et nano-objets qui interviennent dans de nombreux processus d'intérêt industriel. C'est le cas, par exemple, de la formation d'une troisième phase lors de l'extraction par solvant des actinides avec des diamides. La clé de l'interprétation des observations est la prise en compte des différentes forces à longue distance entre les différentes entités (chimie supra-moléculaire) pour aboutir à des modèles prédictifs en extraction. Les éléments visés *in fine* sont les actinides ; sur ce sujet, une équipe commence à travailler sur les clusters moléculaires de ces éléments et sur l'incorporation des actinides dans des nano-particules ou des gels organisés (polysilanes, eux-mêmes générateurs de nano-objets).

Les recherches sur les nanomatériaux, outre celles nécessaires à leur synthèse, sont essentiellement orientées vers deux voies. La première voie concerne l'étude des hybrides organique-inorganique mésoporeux chargés en actinides et précurseurs de céramiques, ou susceptibles de piéger des nanoparticules d'actinides dans leurs mésopores. Dans le premier cas, on étudie de nouvelles synthèses de carbures ou de nitrures ; dans le second cas, on étend la sorption traditionnelle des éléments à partir de vraies solutions (espèces monomères) à toute autre solution colloïdale (une application serait d'épurer des effluents et de produire des matrices de confinement). La seconde voie vise à fabriquer et à déposer des couches de nano-particules sur des surfaces qui, au contact d'ions métalliques, se minéralisent, assurant ainsi le confinement des éléments. Ces dernières études sont en relation avec des phénomènes qui ont lieu dans les couches de gels des verres altérés par l'eau. D'une façon générale, les nanomatériaux étudiés sont à base de silicium ou de phosphore et toutes les E&R concernent des comportements rencontrés dans les verres nucléaires ou d'autres matrices de confinement.

Une équipe étudie plus particulièrement les surfaces des solides et leur réactivité en fonction de leur morphologie. L'échelle des investigations fait apparaître le rôle des mésopores ou des nanopores de tout matériau, même homogène comme le bitume, ou celui des arrangements locaux identifiés comme des nano-objets dans les verres. Les variations morphologiques peuvent résulter de différentes voies de synthèse partant ou non de nano-particules. Les phosphates d'actinides en sont un exemple très étudié.

Enfin, une équipe travaille sur les effets des ondes acoustiques ultra-sonores sur le déroulement de réactions chimiques conduisant à des nanoparticules spécifiques et à la réticulation des polymères. Cette approche, dite sonochimie, s'applique à la dissolution des composés d'actinides et d'une façon générale aux systèmes étudiés à l'ICSM. Ces effets ont lieu dans ou en périphérie des bulles de cavitation dont la formation est étudiée et optimisée, par exemple aux interfaces solide-liquide. Il y règne des températures, pressions et gradients très éloignés des conditions habituelles. La sonochimie permet ainsi l'accès à des réactions usuellement interdites, car nécessitant pour se produire des températures et des pressions inaccessibles. La sonochimie est une chimie dite furtive, sans apport de réactifs aux systèmes étudiés.

▪ Conclusion

Le domaine des E&R fondamentales de l'ICSM est celui de la physicochimie des phénomènes mis en jeu dans les procédés que le CEA étudie, dans le cadre de la loi de 2006, en vue de la séparation-transmutation. D'autres E&R de même nature, mais portant sur la matière radioactive, existent dans d'autres structures du CEA. Certaines, complémentaires à celles de l'ICSM, soutiennent aussi les développements engagés pour l'aval de futurs cycles de combustibles associés à la transmutation. La Commission a souligné que toutes ces E&R étaient déjà conduites en collaboration (CEA et GNR de Pacen) et ouvertes à de nouvelles collaborations.

Les objectifs scientifiques de l'ICSM ont pour finalité de comprendre les mécanismes de « chimie séparative » des actinides au niveau microscopique, dans des systèmes très variés. Cela demandera beaucoup d'études, tant sur des solutions complexes que sur des matériaux homogènes et hétérogènes et sur leurs interfaces. Aussi les objectifs des E&R conduites par l'ICSM sont-ils larges. L'institut est en cours de structuration scientifique et d'affinement de ses thèmes de recherche. Il est du ressort de son Comité de pilotage de définir les orientations et moyens, au regard de la situation nationale et internationale et de juger de la qualité des E&R. La Commission souhaite que l'ICSM puisse pleinement développer ses thèmes de recherche, en cohérence avec les E&R conduites dans Atalante et au CEA et notamment en préparation à l'ouverture d'un laboratoire propre à l'ICSM dans Atalante (2010/2011). Elle suivra avec attention le déroulement de ces E&R, en relation avec celles conduites au CEA sur les mêmes objectifs.

Annexe 15

E&R POUR LE PROTOTYPE ASTRID

Le CEA, Areva et EDF ont défini au printemps 2007 un programme de R&D tripartite pour la période 2007-2012. Ce programme comporte quatre axes de recherche d'innovations formulés comme suit :

- ❖ mise au point d'un cœur performant et sûr, prenant en compte les spécificités des neutrons rapides et du sodium, et capable d'incinérer les actinides mineurs ;
- ❖ recherche d'une meilleure résistance aux risques d'accidents graves et aux agressions externes que les systèmes existants ;
- ❖ recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé réduisant le risque sodium ;
- ❖ réexamen des options de conception du réacteur, des composants et, plus globalement de la chaudière pour améliorer les conditions d'exploitation et la compétitivité économique du système.

Ce programme vise à permettre en 2012, d'une part de sélectionner les innovations qui apparaîtront les plus prometteuses pour être intégrées dans une nouvelle génération de RNR-sodium et, d'autre part d'établir les spécifications du prototype Astrid dont la mise en exploitation est prévue en 2020 dans la loi de 2006. Ce prototype doit permettre la démonstration de la transmutation des actinides mineurs en réacteur électrogène ; il doit également permettre de vérifier le potentiel de la filière de réacteur rapide refroidi au sodium, en tant que réacteur innovant de 4^{ème} génération préservant la ressource en uranium, sûr et économiquement viable. On envisage pour cela une puissance de quelques centaines de MWe (600 à 1 500 MW thermiques) pour être représentatif de la physique du cœur et des options d'architecture générale retenues.

A mi-chemin de l'échéance de 2012, le jalon 2009 sera marqué par la réalisation de dossiers de synthèse sur les différents axes du programme et la tenue de revues d'innovations tripartites visant à définir en détails les options qui seront approfondies de 2010 à 2012 ; parallèlement, les essais de fin de vie du réacteur Phénix auront été conduits jusqu'à fin 2009. Il est encore trop tôt pour formuler un avis sur l'état d'avancement des E&R conduites dans le cadre de ce programme. On retiendra seulement la nature des questions sur lesquelles, selon le CEA, une première étape a été franchie en 2008 :

- ❖ la définition d'un cœur de référence à combustible oxyde à sûreté accrue, notamment pour la prévention et la gestion des accidents graves ;
- ❖ le lancement de deux essais d'irradiation dans Phénix, l'un concernant les matériaux de structure de type ODS et l'autre le combustible fabriqué à partir de poudre co-précipitée ;
- ❖ l'établissement du plan de développement des boucles technologiques nécessaires pour qualifier les voies d'innovation les plus prometteuses ;
- ❖ la mise en place d'un programme pluriannuel concernant l'inspection en service des RNR-Na et leur réparation ;
- ❖ la définition préliminaire d'esquisses de réacteurs intégrés et à boucles, plus ou moins innovants.

Ces préoccupations semblent bien intégrer le retour d'expérience des projets passés, notamment de Phénix et Superphénix. Pour autant, le prototype 2020 ne saurait se contenter d'être un Superphénix sécurisé et fiabilisé mais doit comporter un fort contenu d'innovation en termes de possibilités d'incinération des actinides mineurs comme de production d'électricité, sous peine de risquer d'être dépassé dès sa naissance.

La rigueur des délais impose déjà certains choix : le sodium comme fluide caloporteur, l'oxyde comme combustible, malgré les avantages prévisibles des carbures, etc. Il reste cependant des champs nombreux d'innovation qui méritent d'être explorés activement. Les collaborations internationales sur le RNR-Na, notamment avec les USA et le Japon, sont lancées ; le dialogue avec l'Autorité de sûreté nucléaire est engagé. Sont également entamées les études sur les installations technologiques d'accompagnement d'Astrid, y compris l'Atelier de fabrication du cœur, et la réactivation des compétences nécessaires. Cependant, des inquiétudes subsistent sur la définition des partenariats, les engagements financiers et les nécessaires priorités qu'il convient de rapidement définir.

Annexe 16

E&R INTERNATIONALES SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND

A- ETUDES DES PERFORMANCES DU STOCKAGE

CARBOWASTE¹³

Les réacteurs à modérateur graphite sont représentatifs de la première génération de réacteurs en démantèlement. Le graphite irradié contient du carbone 14 et du chlore 36 en concentration variable. Ces deux radionucléides sont très mobiles et très facilement susceptibles d'être absorbés par la matière vivante. Le projet a pour but de développer des techniques optimales pour traiter ces déchets.

EBSSYN¹⁴

EBSSYN est un projet commun entre la Commission européenne et l'Agence de l'énergie nucléaire, destiné à préparer un rapport de synthèse sur les systèmes de barrière et la sûreté des sites de stockage HAVL.

ESDRED¹⁵

L'objectif du programme est de démontrer la faisabilité industrielle des développements et technologies nécessaires pour construire, exploiter et fermer un site géologique profond de stockage qui réponde aux exigences de sûreté à long terme. Le programme tient compte des différents concepts européens et inclut des activités d'enseignement et de formation.

FEBEX II¹⁶

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

FORGE¹⁷

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

¹³ Treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 16 pays, 28 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, Areva, EDF, UCAR-SNC et l'Ecole Normale Supérieure.

¹⁴ A joint EC/NEA EBS project synthesis report; 2008-2009, 7^{ème} PCRD et AEN.

¹⁵ Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs; 2004-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 14 partenaires dont l'Andra.

¹⁶ Full-scale High Level Waste Engineered Barriers; 1994-2012, 22 partenaires dont l'Andra, le BRGM et l'Institut National Polytechnique de Toulouse.

¹⁷ Fate of repository gases; 2009-2013, 7^{ème} PCRD, 12 pays, 24 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'IRSN, le CNRS, EDF et l'Ecole Centrale de Lille.

FUNMIG¹⁸

L'objectif central de Funmig est de comprendre et de modéliser les processus clés de la migration des radionucléides à travers les couches géologiques et la géosphère. Les roches-hôtes considérées sont l'argile, le granite et le sel.

MICADO¹⁹

Ce programme du 6^{ème} PCRD vise à évaluer les incertitudes dans la modélisation des mécanismes de dissolution du combustible nucléaire usé dans un site de stockage.

PAMINA²⁰

Le but du projet est d'améliorer et d'harmoniser les méthodes et outils d'évaluation utilisés pour étudier et démontrer la sûreté des différents concepts de stockage HAVL et de combustibles usés. Cela, dans les différentes roches-hôtes considérées en Europe.

RECOSY²¹

L'objectif est la compréhension des phénomènes redox qui gouvernent la fixation et le relâchement de radionucléides lors du stockage souterrain de combustible usé. Le but est de proposer des outils pour l'évaluation des performances des différents modes de stockage et le dossier de sécurité.

SORPTION II²²

Ce projet de l'AEN a comme objectif de démontrer la possibilité d'utiliser diverses techniques de modélisation thermodynamique dans le cadre des évaluations de la sûreté des stockages de déchets radioactifs en formation géologique. Pour permettre l'évaluation des limites et des avantages respectifs de différents modèles de sorption thermodynamique, le projet a pris la forme d'un exercice de modélisation comparatif appliqué à une série de jeux de données sur la sorption des radionucléides par des matériaux.

THERESA²³

Le programme Theresa vise à développer une méthodologie d'évaluation des modèles mathématiques et des codes utilisés pour l'évaluation des performances d'un stockage. En particulier, ces modèles et ces codes sont utilisés pour la conception, la construction, le fonctionnement, l'analyse de performance et de sûreté ainsi que le suivi après la fermeture de sites géologiques d'enfouissement de déchets nucléaires. Cette méthodologie s'appuie sur une représentation microscopique des mécanismes et des processus thermo-hydro-mécaniques et chimiques dans les systèmes et les matériaux géologiques.

¹⁸ Fundamental processes of radionuclide migration; 2005-2008, 6^{ème} PCRD, 15 pays, 53 partenaires dont l'Andra, le CEA, le BRGM, l'Université Joseph Fourier Grenoble 1, l'Université du Maine, l'Association pour la recherche et le développement des méthodes et processus industriels, Etudes-Recherches-Matériaux, l'Ecole Nationale Supérieure de Chimie de Mulhouse, l'Alpine Institute for Environmental Dynamics et UJF-Filiale.

¹⁹ Model uncertainty for the mechanism of dissolution of spent fuel in a nuclear waste repository; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 6 pays, 19 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'IRSN et l'Association pour la recherche et le développement des méthodes et processus industriels de l'Ecole Nationale Supérieure des Techniques Industrielles des Mines de Nantes.

²⁰ Performance assessment methodologies in application to guide the development of the safety case ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 10 pays, 25 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'Université Claude Bernard Lyon 1 et l'IRSN.

²¹ Redox phenomena controlling systems ; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 15 pays, 32 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, le BRGM et l'Association pour la Recherche et le Développement des Méthodes et Processus Industriels d'Armines.

²² Projet Sorption II ; 2000- ?, AEN, 11 pays, 20 partenaires dont l'Andra.

²³ Coupled thermal-hydrological-mechanical-chemical processes for application in repository safety assessment ; 2007-2009, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 16 partenaires dont l'IRSN.

TIMODAZ²⁴

Le projet vise à étudier l'impact thermique sur la zone perturbée autour de l'argile "hôte" d'un entreposage de déchets radioactifs. A cette fin, trois argiles sont étudiées : l'argile de Boom du site de Mol, l'argile à opaline du Mont Terri et l'argile du Callovo-Oxfordien de Bure.

B. IMPACT ENVIRONNEMENTAL DU STOCKAGE

BIOPROTA²⁵

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

EMRAS²⁶

Le programme Emras, initié dans le cadre de l'AIEA, se concentre sur la modélisation en radioécologie. Le but est de réduire les incertitudes scientifiques, en particulier sur les conséquences du relâchement de radionucléides dans l'environnement.

RADIOECOLOGY AND WASTE TASK GROUP²⁷

L'Andra et l'Union Internationale de Radioécologie ont lancé en 2002 un groupe de travail international afin de promouvoir la collaboration scientifique entre radioécologistes dans le domaine des déchets radioactifs.

71

C. GOUVERNANCE DES PARTIES PRENANTES

ARGONA²⁸

Argona examine de quelle manière les approches de transparence et de concertation sont en rapport l'une avec l'autre. Il évalue également comment de telles approches s'articulent au système politique qui, en dernier ressort, prendra les décisions, par exemple celle de l'enfouissement final des déchets nucléaires. Le projet examine également le rôle des médiateurs dans leur effort pour associer le public à la question des déchets nucléaires.

CIP²⁹

Le programme CIP, suite de Cowam-2, a pour principal objectif de contribuer à la bonne gouvernance en matière de gestion des déchets radioactifs en Europe. Pour chaque pays (France, Roumanie, Slovaquie, Espagne et Royaume-Uni) un groupe national traite les processus suivant lesquels les groupes d'intérêt sont associés aux prises de décisions concernant la gestion des déchets radioactifs.

²⁴ Thermal Impact on the Damaged Zone Around a Radioactive Waste Disposal in Clay Host Rocks; 2006-2010, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 15 partenaires, dont l'Université Joseph Fourier Grenoble 1, l'Ecole Nationale des Ponts et Chaussées et ITASCA Consultants.

²⁵ Key Issues in Biosphere Aspects of Assessment of the Long-term Impact of Contaminant Releases Associated with Radioactive Waste Management ; 2002-?, 15 pays, 18 partenaires, dont l'Andra et EDF.

²⁶ Environmental Modelling for Radiation Safety ; 2003-2011, AIEA, 30 pays, 100 participants.

²⁷ <http://www.iur-uir.org/en/task-groups/id-5-radioecology-and-waste>.

²⁸ Arenas for Risk Governance, 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 14 partenaires.

²⁹ COWAM In Practice; 2007-2009, 6^{ème} PCRD, 6 pays, 11 partenaires, dont l'IRSN ; le Syndicat de l'Enseignement de la productique, de la Mécanique et des Matériaux; le centre d'Etude sur l'Evaluation de la Protection dans le Domaine nucléaire, l'Institut Symlog et Mutadis Consultants.

OBRA³⁰

Le programme Obra vise à mettre en place des mécanismes par lesquels les groupes d'intérêt pourront avoir accès aux connaissances générées par les programmes européens de recherche sur la gestion des déchets et combustibles usés, tant sur les aspects scientifiques que sur ceux des sciences sociales.

SAPIERR II³¹

Dans la période 2003 à 2005, le projet Sapierr a été consacré à des études pilotes sur la faisabilité et les modalités régionales partagées d'installation de stockage, à l'usage des pays européens. L'objectif de la 2^{ème} phase du programme Sapierr II est de développer des stratégies de mise en œuvre éventuelle ainsi que des structures organisationnelles.

³⁰ European observatory for long-term governance on radioactive waste management ; 2006-2008, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 10 partenaires.

³¹ Strategy action plan for implementation of European regional repository - stage 2 ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 8 pays et 8 partenaires.

Annexe 17

E&R SUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION

A. SÉPARATION-TRANSMUTATION

ACSEPT³²

Le projet Acsept a succédé à Europart et Pyropep. Son objectif est de sélectionner et d'optimiser les procédés de séparation-recyclage des actinides, compatibles avec les options avancées de cycles du combustible. La faisabilité scientifique par des procédés hydrochimiques (extraction et désextraction sélectives et groupées d'actinides) et des évaluations préliminaires en pyrochimie (électrolyse et extraction liquide-liquide), prenant en compte les critères et contraintes de l'industrie, doit y être démontrée.

CDT³³

Le projet représente une suite des activités d'Eurotrans DM1. CDT vise à obtenir un design d'engineering avancé pour Myrrha par une équipe intégrée européenne d'experts et d'ingénieurs. CDT doit permettre de donner les spécifications nécessaires aux fournisseurs de composants ainsi qu'aux bureaux d'études pour la construction de l'infrastructure. L'équipe de design de CDT étudiera également l'opération de l'installation en mode critique.

EISOFAR³⁴

Cette action est destinée à définir les objectifs de recherche spécifiques concernant les réacteurs rapides refroidis au sodium. Elle s'inscrit dans la perspective de SNE-TP et de Gen IV.

ELSY³⁵

Le projet ELSY du 6^{ème} PCRD envisage la conception d'un réacteur refroidi au plomb d'une puissance de 600 MWe. Des simplifications de design sont recherchées en se basant sur les caractéristiques du caloporteur plomb. Ces simplifications ouvriront la voie à un réacteur rapide qui pourrait être économiquement compétitif du point de vue des coûts d'investissement et des coûts d'exploitation, dans un marché d'électricité libre. Le projet ELSY sera très probablement suivi dans le 7^{ème} PCRD par le projet Leader qui est destiné à affiner les choix technologiques du réacteur industriel de 600 MWe et à concevoir le design d'un démonstrateur.

³² Actinide recycling by separation and transmutation; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 12 pays, 34 partenaires dont le CEA, EDF, la Compagnie Générale des Matières Nucléaires, Alcan Centre de Recherche de Voreppe, l'Université Louis Pasteur, le CNRS, et l'Université Pierre et Marie Curie – Paris 6.

³³ Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility ; 2009-2011, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 19 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

³⁴ Sodium cooled Fast Reactor ; 2007-2008, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 13 partenaires dont le CEA, Areva et EDF.

³⁵ European Lead-cooled System ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 15 pays, 20 partenaires dont le CNRS et EDF.

EUROTRANS³⁶

Les E&R sur les ADS sont actuellement conduites dans le cadre européen du programme Eurotrans. Ce programme intégré étudie le design, le coût et les aspects de sûreté d'un système ADS, la fiabilité de l'accélérateur, le couplage des différents éléments, les matériaux et les technologies du réfrigérant, les combustibles et cibles, et les données nucléaires de base. Il comprend également un volet enseignement et formation.

F-BRIDGE³⁷

La méthode empirique, employée jusqu'à présent pour le développement et la qualification de combustible conventionnel, ne convient pas pour le développement de combustible pour les réacteurs de 4^{ème} génération. Le projet a comme but de construire un pont entre, d'une part la recherche fondamentale sur le combustible de type « céramique » et les matériaux de gainage, et d'autre part les technologies pour les combustibles des réacteurs du futur.

GACID

Le programme expérimental Gacid (*Global Actinide Cycle International Demonstration*), établi grâce à une collaboration entre le CEA, le DOE (États-Unis) et le JAEA (Japon), prévoit la fabrication d'un assemblage combustible chargé en actinides mineurs, à partir de Mox retraité, et son irradiation dans un RNR refroidi au sodium. Il sera réalisé sur le long terme avec une irradiation prévue en 2020, car il nécessite la construction d'un atelier pilote pour la fabrication de l'assemblage et un retour d'exploitation suffisant de Monju.

GETMAT³⁸

Le but de ce projet de collaboration est d'intégrer les activités d'étude et de développement des laboratoires européens experts en recherche sur les matériaux pour les réacteurs et systèmes de transmutation du futur, dont les réacteurs de 4^{ème} génération et ceux dédiés à la fusion.

GIF³⁹/GEN-IV

L'initiative du forum Génération IV vise le développement de nouveaux types de réacteurs, parmi lesquels les réacteurs rapides produisant un minimum de déchets. Deux voies technologiques sont explorées en Europe afin de permettre de faire un choix et de limiter les risques liés au développement et au calendrier de la recherche : un réacteur rapide refroidi au sodium (SFR), première voie technologique basée sur l'expérience européenne ; une technologie alternative de réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz ou au plomb. L'objectif est d'être en mesure d'exploiter commercialement une technologie de réacteurs rapides pour l'an 2040. Dans la perspective du développement durable, ces deux technologies peuvent contribuer à la minimalisation des déchets radioactifs et à la non-prolifération.

³⁶ European research Programme for the transmutation of high level nuclear waste in an accelerator driven system ; 2005-2010, 6ème PCRD, 14 pays, 29 partenaires dont le CNRS, le CEA, Areva, Advanced Accelerator Applications et le Réseau Européen pour l'Enseignement du Nucléaire ENEN.

³⁷ Basic research for innovative fuels design for GEN IV systems ; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 19 partenaires dont le CEA, le CNRS, Areva, Materials design, Nathalie Dupin et Lagrange-LCI Consulting.

³⁸ Gen IV and transmutation materials; 2008-2013, 7^{ème} PCRD, 11 pays, 24 partenaires dont le CEA, le CNRS et EDF.

³⁹ Generation IV International Forum ; 2001- ?, Euratom + 12 pays dont la France.

JHR-CP⁴⁰

Le réacteur Jules Horowitz (RJH) est un réacteur de recherche de 100 MWth, actuellement en construction à Cadarache. Il est destiné à offrir, durant une grande partie du XXI^{ème} siècle, une capacité d'irradiation expérimentale de haute performance pour étudier le comportement des matériaux et combustibles sous irradiation, en réponse aux besoins, industriels et publics, pour les 2^{ème}, 3^{ème} et 4^{ème} générations de réacteurs de puissance (réacteurs à eau pressurisée, à eau bouillante, à gaz, à sodium...), et les technologies associées. JHR-CP organise les réseaux internationaux qui collaborent au RJH.

LWR-DEPUTY

Le projet étudie la façon dont les réacteurs à eau pressurisée (REP) actuels pourraient générer moins de déchets en brûlant du combustible à base de matrices inertes. Il s'intègre dans la série de projets qui étudient l'élimination du plutonium dans les réacteurs par la voie de nouveaux types de combustible.

MYRRHA/GUINEVERE⁴¹

Myrrha sera la première démonstration d'un système ADS piloté par accélérateur (Accelerator Driven Systems). Plus particulièrement, Myrrha est un réacteur sous-critique d'une puissance de 50-80 MW, contrôlé par une source intense de neutrons de spallation alimentée par un accélérateur de particules de haute puissance et refroidi au plomb-bismuth. Une des caractéristiques d'un système ADS est sa capacité à brûler les déchets nucléaires hautement toxiques de façon efficace. Le projet Guinevere doit permettre de réaliser le couplage du réacteur Venus du SCK-CEN et de l'accélérateur Généripi-C construit actuellement par le CNRS à Grenoble, le combustible étant livré par le CEA. Guinevere sera un modèle à puissance réduite de Myrrha. Les deux projets font également partie du projet Eurotrans.

75

PATEROS⁴²

Cette action concertée vise à élaborer une vision européenne pour la mise en place, à échelle réduite, de toutes les étapes et composants nécessaires à la technologie de séparation-transmutation.

PUMA⁴³

Le projet fournira les éléments clés pour la transmutation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs refroidis au gaz futurs.

⁴⁰ Jules Horowitz reactor collaborative project : contribution to the design and construction of new research infrastructure of pan-European interest, the JHR material testing reactor; 2009, 7^{ème} PCRD, 5 pays et 6 partenaires dont le CEA, maître d'oeuvre.

⁴¹ Myrrha : Multipurpose hybrid Research Reactor for High-tech Applications ; 1998-?, collaboration avec les partenaires d'Eurotrans dont le CNRS, le CEA, Areva, Advanced Accelerator Applications et ENEN ;
Guinevere: Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the lead Venus Reactor ; 2006-?, collaboration avec le CEA et le CNRS.

⁴² Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy ; 2006-2008, 6^{ème} PCRD, 11 pays, 17 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

⁴³ Plutonium and Minor Actinides Management by Gas-Cooled Reactors ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 16 partenaires dont Areva, EDF et Lagrange.

SANF (Safety of Advanced Nuclear Fuels)

Le projet étudie les aspects de la sûreté du combustible pour les réacteurs à neutrons rapides (GFR, SFR, LFR) et à très haute température (VHTR) développés dans le cadre de Gen IV. Le but est d'établir des limites de sûreté pour la fabrication et le comportement de ces combustibles sous la contrainte de taux de combustion élevés, de très fortes doses et de très hautes températures. Le projet rassemble les Etats-Unis, le Japon, la Corée, l'Union européenne ainsi que l'OCDE et l'AIEA. La France y participe via le CEA et Areva.

SNE-TP⁴⁴

La plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable propose une vision du développement des technologies de l'énergie de fission nucléaire à court, moyen et long termes. Elle propose le développement et la mise en place de technologies nucléaires potentiellement durables, y compris la gestion de toutes les sortes de déchets.

VELLA⁴⁵

L'initiative tend à créer un laboratoire européen virtuel pour l'étude de technologies aux métaux lourds dont principalement le plomb et ses alliages.

B. BASES DE DONNÉES NUCLÉAIRES

76

CANDIDE⁴⁶

Dans le cadre de cette action, un réseau coordonne les efforts de mesure des données nucléaires nécessaires pour minimiser les flux de déchets *via* la transmutation dans des réacteurs rapides ou des ADS.

EFNUDAT⁴⁷

Le projet a pour but de créer un réseau européen des infrastructures de recherche capables, si nécessaire, de générer les données nécessaires à l'étude de réacteurs, critiques ou sous-critiques à base de source de spallation. Les aspects d'enseignement et de formation seront développés en collaboration avec les universités, les centres de recherche et l'industrie.

TDB⁴⁸

Le projet de base de données thermodynamiques sur les espèces chimiques (TDB), initié par l'AEN, a pour objet de répondre aux besoins de modélisation spécifiques aux évaluations de sûreté des sites de stockage des déchets radioactifs.

⁴⁴ The European Technology Platform on Sustainable Nuclear Energy; 2007-?, ≥19 pays, > 60 membres dont le CEA, l'IRSN, le CNRS, Areva, EDF et GDF-SUEZ.

⁴⁵ Virtual European Lead Laboratory; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 13 partenaires dont le CNRS et le CEA.

⁴⁶ Coordination action on nuclear data for industrial development in Europe; 2007-2008, 6^{ème} PCRD, 11 pays, 14 partenaires dont Areva, EDF et le CEA.

⁴⁷ European Facilities for Nuclear Data Measurements; 2006-2010, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 10 partenaires dont le CNRS et le CEA.

⁴⁸ Thermochemical Database project; AEN.

Annexe 18

COMPTES RENDUS DE CONFÉRENCES ET MISSIONS

▪ **Conférence Plutonium – Dijon du 7 au 12 juillet 2008**

Les deux précédentes conférences « Plutonium Futures-The Science » se sont déroulées aux USA en 2000 et 2004. L'intérêt que portent les pays nucléaires au plutonium est double : d'une part pour son rôle dans les engins et réacteurs nucléaires, d'autre part pour ses propriétés physiques et chimiques qu'il doit à une délocalisation maximum de ses électrons 5f. Bien que le sujet principal de ces conférences soit le plutonium, de nombreuses communications concernent aussi les autres actinides. Plutonium 2008 était organisé par AWE (Atomic Weapons Establishment-UK ; www.awe.co.uk), le CEA et l'ITU (www.itu.jrc.ec.europa.eu). La communauté scientifique de ces conférences est partagée entre physiciens du solide et chimistes-radiochimistes. Une école d'été « Actinet Summer School » et un atelier « Actinide-XAS » étaient couplés à la conférence.

Deux sessions plénières étaient suivies de communications orales et par affiches. Les thèmes de la première étaient les suivants : physique de la matière condensée, science des matériaux et surface, interfaces, corrosion. Ceux de la seconde étaient : cycle du combustible, chimie du plutonium et des actinides, spéciation et analyse et détection. Des résumés détaillés des présentations étaient fournis. Deux tables rondes se sont tenues : 1) Plutonium et environnement (les poudres à partir desquelles on fabrique les combustibles UOX sont de plus en plus radiotoxiques) ; 2) Plutonium et sécurité (prolifération ; comment intégrer la technologie ? Quelle image pour le plutonium ? Quelle image pour Purex ? Souveraineté et expansion du nucléaire). Les auteurs des présentations étaient invités à soumettre des articles dans *Journal of Nuclear Materials* et *Radiochimica Acta*. La distribution des inscrits était la suivante : France (107), USA (64), Russie (39), UK (37), Japon (26), Allemagne (24), autres (Israël, Corée, Belgique, Roumanie, Tchéquie, etc.) (15).

Le CEA, AWE et l'ITU ont présenté leurs activités de recherche. Le Haut-commissaire à l'énergie atomique a rappelé la richesse des propriétés du plutonium « un rêve pour le physicien, un cauchemar pour le chimiste ». Le représentant de AWE a souligné la renaissance du nucléaire au Royaume-Uni (10 à 20 GWe à construire dans la décennie à venir) et mentionné la création d'un National Nuclear Lab, d'une nouvelle installation laser (Orion) ouverte aux études fondamentales sur des matériaux radioactifs et à des études de pyrochimie (chlorures) pour purifier le plutonium.

Le représentant d'ITU a rappelé la position de la Commission européenne dans le débat nucléaire actuel. Il a donné de l'importance au lancement de la plate-forme SNE-TP et au Forum européen sur l'énergie nucléaire ; il a rappelé le rôle des instituts Euratom. Sur le plan technique, il s'est intéressé aux réacteurs à neutrons rapides et en particulier sur la préparation des combustibles du futur.

Les conférences invitées ont porté sur de grands domaines scientifiques : propriétés électroniques du plutonium, hydrolyse des actinides, magnétisme et supraconductivité dans les systèmes 5f, combustible à base de plutonium, actinides et absorption X, historique de la problématique plutonium/prolifération.

Les présentations de la première session n'avaient qu'un lointain rapport avec les E&R intéressant la CNE. Il s'agissait essentiellement de structure électronique, d'aspects structuraux, mécaniques, thermodynamiques ou magnétiques, et de la supraconductivité non conventionnelle de phases de plutonium et de ses alliages (ou formées aux interfaces). Quelques résultats ont porté sur la caractérisation d'oxydes mixtes de plutonium et d'autres actinides (phases de $(UPu)O_{2-x}$ par exemple).

Les présentations de la seconde session traitaient du cycle du combustible actuel ou de cycles futurs (50 présentations orales et une centaine par affiches).

Concernant le cycle du combustible, des compléments ont été apportés aux E&R développées en France, évaluées par la CNE. Il s'est agi, par exemple, des E&R sur les sels fondus développées par l'ITU pour la transmutation dans des combustibles métalliques, de celles du Japon sur les propriétés thermodynamiques d'oxydes $(UPuAm)O_{2-x}$ et des oxydes $(UPuAmNp)O_{2-x}$, enfin des E&R sur l'extraction réductrice de l'américium dans le Ga à partir de sels fondus et sur l'oxydation de l'américium dans les oxydes mixtes U,Pu,Am..

L'année 2008 a été cruciale pour le nucléaire japonais : introduction du retraitement (Rokkasho ; été 2008), préparation de l'introduction du Mox (période 2010-2050) et du remplacement des ReI^{49} (Rep et Reb) en 2030. L'organisme de gestion des déchets recherche sans succès un site de stockage accepté par la population ; le récent tremblement de terre a laissé une impression très négative de vulnérabilité. Le redémarrage de Monju est prévu en octobre 2008 après 12 ans d'arrêt. Un réacteur rapide à 2 boucles, de démonstration, construit avant 2025, constituera la première étape du programme japonais de réacteurs à neutrons rapides. Le besoin de recherche fondamentale est souligné ; un réseau sur le modèle d'Actinet est mis en place.

78

Plusieurs présentations ont porté sur la préparation et la caractérisation des carbures. L'Inde dispose d'un Fast Breeder Test Reactor (FBTR, 40 MWth, à combustible carbure), d'un Advanced Heavy Water Reactor (AHWR, 300 MWe) ; l'Inde construit le Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR, 500 MWe, combustible oxyde Th/Pu). L'Inde utilise, dans le RNR de Kapalkam, des pastilles de carbure mixte UPuC (50 à 70 % de Pu), préparées par carboréduction (poudre compactée, puis frittée) du mélange d'oxydes UO_2 et PuO_2 (en France, les expériences de carboréduction des oxydes sont au stade du laboratoire). Le taux de combustion peut atteindre 155 GWt/j. Des difficultés sont rencontrées pour le gainage du combustible carbure. Les propriétés des carbures et leur tenue en réacteur sont bien établies par retour d'expérience depuis 1985. Le combustible usé est retraité rapidement après la sortie du réacteur par voie aqueuse (cogestion de U et Pu), en utilisant une amide résistant mieux que le TBP à la radiolyse. L'Inde étudie aussi les combustibles d'oxydes mixtes (jusqu'à 40 % en Pu) et d'alliages U, Pu et actinides mineurs. L'Inde qui a un besoin criant de combustible, affiche les meilleures intentions dans son programme de développement nucléaire qui a connu des soubresauts politiques cet été.

Les présentations russes portaient sur : l'extraction des actinides à partir du combustible usé en milieux supercritiques, la préparation de combustible basée sur la dispersion d'oxyde de plutonium dans l'uranium métallique, la lixiviation de céramiques d'immobilisation des actinides ou de verres borosilicatés de lanthanides pour celle de PuO_2 , enfin la fabrication et la caractérisation des Mox (depuis 1960) pour les réacteurs rapides Bor 60, BN 350 (arrêté) et BN 600.

Les USA ont présenté des résultats sur les procédés Urex+.

⁴⁹ Réacteur à eau lourde.

Les présentations sur la chimie du plutonium et des actinides ont été nombreuses. Tous les aspects ont été abordés sous un angle fondamental : théorie, solutions aqueuse et anhydre, chimie organométallique et bio-inorganique, chimie structurale du solide (Pu/VO_{2+x}), chimie en sels fondus. Nombre de recherches viennent en support aux activités de gestion du combustible (environnement compris). La covalence des liaisons chimiques des actinides est au cœur des investigations. On note un regain d'intérêt pour les valences V (Pa, U, Np, Pu), assez instables et donc difficiles à étudier. De ces études ne ressort aucune réorientation des procédés étudiés, mais une meilleure compréhension des mécanismes. Les communications portant sur des données acquises grâce à des expériences faisant appel au rayonnement synchrotron ont été remarquablement nombreuses. De nombreuses présentations ont porté sur la préparation et la caractérisation des carbures.

La conférence Plutonium 2008 a fait un point sur la connaissance que l'on a de cet élément qui occupe une place particulière dans la série des actinides et dont l'importance stratégique est grande. On ne peut l'étudier sans le comparer aux autres actinides. Les résultats présentés lors de la conférence ont permis d'apprécier les E&R que la CNE doit évaluer, en particulier celles qui touchent aux cycles du combustible nucléaire. Le plutonium reste dans tous les pays l'objet de recherches fondamentales très poussées.

* * *

- **International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM 08) - Las Vegas, Nevada, du 7 au 11 septembre 2008**

79

Le thème général des conférences bisannuelles IHLRWM est le stockage géologique, avec une référence très marquée au projet de Yucca Mountain⁵⁰ (YM). Celle de 2008 avait l'ambition de faire un point avant qu'un stockage pour des déchets HAVL devienne une réalité. Les trois volets du processus préalable à l'autorisation de construire les installations ont été abordés : cadre institutionnel, E&R techniques et aspects sociologiques. La conférence a permis un large échange d'informations entre acteurs d'un projet de stockage (250 participants). Les présentations orales étaient réparties entre 18 sessions. Une session plénière a été consacrée aux projets de stockage des USA, de la Suède, de la France et de la Corée. Une conférence, « Géopolitique de l'énergie », donnée durant un déjeuner traitait en particulier de la gestion des déchets à venir des pays candidats à l'énergie nucléaire. Une visite du site de YM a suivi la conférence.

- **Le projet de Yucca Mountain**

Le projet de stockage de YM se distingue de tous les autres par des spécificités qui ont conduit à des recherches particulières. Ce compte rendu fait un état de la situation en intégrant la dimension internationale des réflexions sur le stockage géologique. Il tire les enseignements de la conférence au regard de la mission de la CNE. Les présentations qui ont concerné l'analyse finale des performances du site de YM sont examinées en détail.

⁵⁰ Le sort du laboratoire de Yucca Mountain est maintenant incertain depuis que la nouvelle administration du Président Obama a supprimé tous les crédits de recherche s'y rapportant. Le présent compte-rendu est antérieur à cette décision.

En créant l'Office of Civilian Radioactive Waste Management, OCRWM, le Congrès des USA a confié en 1982 au DOE la décision de chercher un site de stockage pour les déchets nucléaires à vie longue. En 1987, il a décidé que les recherches seraient concentrées sur le site de YM. En 2002, le Président a désigné ce site pour devenir un futur stockage. En juin 2008, le DOE a déposé auprès de l'autorité américaine de sûreté (NRC) une demande d'autorisation d'y construire un stockage géologique. Cette demande, aboutissement de recherches et de travaux ayant mobilisé en permanence environ 2 000 spécialistes, a été jugée recevable le 7 septembre 2008 par la NRC, ce qui constituait la grande nouvelle de la première journée de la Conférence. Si l'autorisation de construction est donnée en septembre 2011, la date probable de réception des premiers colis serait 2017. De 2000 à 2006, les versements au fond de gestion des déchets nucléaires ont été en moyenne de 1 800 M\$/an.

Les déchets à stocker proviennent des réacteurs commerciaux électrogènes et contiennent donc des quantités appréciables d'uranium et de plutonium. La quantité de chaleur dégagée, sensiblement plus importante que pour les déchets retraités, joue un grand rôle pour la conception de l'architecture du stockage. Plusieurs études s'attachent à montrer que YM pourrait accueillir plus de déchets, notamment du point de vue de son dimensionnement thermique. Tous les déchets sont pour l'instant entreposés sur 121 sites dans 39 Etats : la loi américaine oblige le DOE à reprendre le combustible usé, mais lui interdit de le faire tant que YM n'est pas ouvert. Le projet de stockage concerne 69 000 t de déchets HAVL (56 000 t de CU provenant des réacteurs électrogènes et 13 000 t comprenant des CU de la propulsion navale ou de réacteurs du DOE et des déchets de retraitement de la défense). Actuellement la limite de capacité du site est de 76 000 t ; elle est déjà atteinte et ne pourrait être dépassée qu'après une nouvelle instruction du dossier. L'OCRWM se prépare à déposer un second dossier pour un second site. Tous les colis primaires seraient acheminés à YM par une voie ferrée dont la construction, prévue en 2009, a été retardée pour des raisons budgétaires.

Caractéristiques du site

Le projet de stockage de YM se différencie fortement des projets européens, et notamment du projet français, par la nature des déchets (CU non retraités) et par la formation géologique, relativement perméable et non saturée en eau, donc oxydante, qui peut être affectée par des événements géologiques rares mais violents (séismes, intrusion magmatique, éruption volcanique). Les déchets stockés proviennent des réacteurs commerciaux électrogènes et contiennent des quantités appréciables d'uranium et de plutonium. La quantité de chaleur dégagée, sensiblement plus importante que pour les déchets retraités, joue un grand rôle pour la conception de l'architecture de stockage. Plusieurs études s'attachent à montrer que YM pourrait accueillir beaucoup plus de déchets, notamment du point de vue de son dimensionnement thermique.

Le site de YM est situé dans le désert du Nevada environ 300 m au-dessus de la nappe phréatique. L'environnement désertique garantit peu de pluie, encore moins d'infiltrations et un maximum d'évaporation. Le concept de stockage est le dépôt des colis dans des galeries accessibles à flanc de colline, sans remblayage avant scellement. Ces caractéristiques ont nécessité de conduire des recherches sur le comportement à long terme des colis et des radionucléides en milieu oxydant et d'envisager des événements comme le réveil du volcanisme. Le dossier de demande d'autorisation s'appuie sur un modèle du comportement du stockage qui permet de prédire l'exposition humaine entre 10 000 et un million d'années ainsi que l'impact du stockage sur l'environnement.

La roche d'accueil des colis est un tuf volcanique consolidé, mis en place il y a 13 millions d'années, relativement perméable. La zone saturée est à 250-380 m environ sous les galeries ; la nappe pourra monter de 120 m suivant le climat. Les galeries de stockage (760 m de long) situées à une profondeur de 200 à 400 m, sont accessibles à flanc de colline par descenderie. Elles ne sont pas remblayées pour permettre un transport de chaleur par convection. Un revêtement métallique est posé à leur paroi ; les colis, cylindres en acier inoxydable sur un support, placés dans une enveloppe protectrice en alliage nickel-chrome-palladium, sont protégés des infiltrations d'eau par un bouclier en titane, résistant à la corrosion, qui court tout le long de la galerie.

L'analyse de sûreté distingue trois barrières : la zone non saturée au-dessus du stockage qui limite les arrivées d'eau ; l'ensemble des barrières ouvragées qui retardent et limitent le contact des colis avec l'eau et le relâchement des radionucléides ; le système naturel sous les galeries qui retarde la migration des radionucléides. Le fonctionnement normal du stockage est décrit ci-dessous.

Les barrières

L'infiltration des eaux météoriques est faible dans le climat actuel semi-aride ; les précipitations sont de l'ordre de 200 mm/an dont 5 à 7% seulement s'infiltrent en raison de l'évaporation intense. L'infiltration a été plus importante dans le passé et le sera au cours des 10 000 prochaines années. Les écoulements descendants contournent en partie les galeries, 2 à 11 % de l'eau infiltrée y pénétrant effectivement.

Les phénomènes thermiques jouent un rôle important. La recherche d'une évacuation efficace de la chaleur dégagée explique pour une grande part la conception de l'architecture de stockage. Plutôt que remblayées, les galeries ne contiennent que les déchets et le bouclier en titane pour que la chaleur soit transportée (séparément sous et au-dessus du bouclier en titane) aux deux extrémités froides des galeries par changement de phase (transport de vapeur, condensation aux extrémités). Un critère de dimensionnement des ouvrages est de maintenir l'eau en phase liquide dans le milieu poreux entre deux galeries parallèles de stockage. Une telle architecture a vraisemblablement l'inconvénient d'accroître les effets des séismes sur les barrières ouvragées.

Un modèle 3-D d'évolution thermique et hydrique dans l'air des galeries pendant les 500 premières années a été élaboré. La chaleur est transportée, notamment par convection naturelle, verticalement et surtout horizontalement. La température en paroi de galerie atteint 140 °C à 100 ans en partie centrale, et l'humidité relative chute à 20 % RH en partie centrale à 500 ans contre 100 % RH aux extrémités froides. La condensation de l'eau aux extrémités est favorisée par la longueur importante de la partie non chauffée. Cette configuration est jugée favorable vraisemblablement parce qu'elle permet l'évacuation de la chaleur produite par transport convectif dans la direction axiale, suivie d'une condensation aux extrémités.

Le contact de l'eau avec les colis est d'abord limité par le bouclier en titane (dans le scénario nominal pendant 270 000 à 340 000 ans), puis par l'enveloppe en alliage 22. Les calculs établissent qu'une défaillance de leurs soudures est très peu probable avant 170 000 ans. À long terme, hormis les scénarios dégradés, les barrières ouvragées sont altérées par la corrosion généralisée du revêtement métallique, la fissuration sous l'effet de l'hydrogène du bouclier de titane, et la fissuration par corrosion des colis de stockage.

La disponibilité de l'eau dans un colis dégradé a été analysée ainsi que le rôle de l'activité microbienne. Après dégradation des barrières ouvragées et arrivée d'eau au contact des colis, le relâchement des radionucléides est marqué par les conditions oxydantes. Des conditions

réductrices seraient nettement plus favorables à la sûreté, mais en revanche le retraitement n'apporterait pas un avantage décisif. Le rôle défavorable des conditions oxydantes a été revu dans un sens plus optimiste ; les conservatismes dans les vitesses de dissolution des combustibles ont été évalués. Le rôle de l'oxygène dissout sur la dissolution de UO_2 est examiné.

Les radionucléides sont transportés dans le tuf vers la zone saturée où l'écoulement s'effectue par les fractures, avec diffusion et sorption dans la matrice, et éventuellement sous forme colloïdale. Les cheminements envisagés comprennent un segment de 15 km vers l'aval dans les tufs, puis 18 km dans des terrains alluviaux vers l'exutoire, position de l'individu raisonnablement le plus exposé. Les temps de transfert vers l'exutoire varient considérablement suivant les espèces : le technétium 99 non sorbé est un contributeur majeur à l'inventaire relâché pendant les 10 000 premières années. Des incertitudes assez fortes sont attribuées à la nature de l'écoulement (fracture ou matrice).

Les incertitudes hydrogéologiques sont discutées ; les K_d pour l'uranium et le neptunium ont été mesurés et les données thermodynamiques pour Np analysées. Des techniques avancées de transport des radionucléides ont été développées. A long terme, le radon 222 et ses descendants sont des contributeurs majeurs aux effets sur la santé à l'exutoire ; des études portent sur l'occurrence actuelle du radon dans l'environnement.

Des modèles multi-échelles analytiques ou de type probabilistes, prenant en compte des valeurs variables dans l'espace ou le temps des paramètres des modèles (vitesse des fluides ou rétention des éléments U et Np), ont été présentés. Ils simulent par exemple des périodes de glaciation. Ils sont en général partiellement testés sur quelques expériences de laboratoire. Seules quelques présentations ont traité de la mesure de coefficients de rétention, notamment en fonction du temps (présence de sites de sorption irréversibles) pour des échantillons de sols ou de bentonite.

Résultats de l'analyse de sûreté ; scénarios dégradés

La dose efficace individuelle prise en compte pour les 10 000 premières années est 0,15 mSv/an (0,25 mSv/an en France). La dose proposée pour la période ultérieure jusqu'à 1 million d'années, est 0,35 mSv/an. Dans les analyses de sûreté, une grande attention est portée à l'analyse statistique.

Les scénarios dégradés contiennent notamment les défauts de fabrication ou dus au transport, entraînant une dégradation prématurée des barrières ouvragées ; ils comprennent également les séismes avec intrusions magmatiques. La probabilité d'une activité volcanique affectant le stockage (intrusion d'un dyke dans le stockage ou éruption volcanique) est estimée à 10^{-4} pour la période initiale de 10 000 ans. L'effet de laves basaltiques pénétrant dans le stockage est analysé. Les effets des séismes seraient l'ouverture d'une faille et les conséquences sur les barrières ouvragées. L'effet de séismes sur plusieurs types de colis est analysé : même pour les séismes les plus sévères, un endommagement n'est prédit que pour quelques colis, à l'interface avec leur support.

Amont du stockage

Des études portent sur la chimie de l'aluminium présent dans les déchets conditionnés à Hanford. Le rôle du pH sur la rhéologie de déchets sous forme pâteuse est décrit. Deux communications ont été consacrées au projet de conteneur universel destiné au transport et à l'entreposage ; il serait placé dans les colis alliage 22 pour un enfouissement sans nécessité de réouverture. Ce

projet est poussé par le DOE en collaboration avec l'industrie : les difficultés se sont avérées nombreuses sur les plans économiques, réglementaires, organisationnels et techniques (notamment, choix de matériaux satisfaisant à la fois les objectifs de court et de long terme). En 2007, l'étude de faisabilité a conduit à la formulation de spécifications par le DOE. Une revue critique de l'analyse de sûreté du transport des colis (par rail essentiellement, de la côte Est à Yucca Mountain) conduit à des estimations plus faibles de l'impact radiologique.

Les colis

Plusieurs présentations ont porté sur le comportement du combustible oxyde UO_2 ou Mox (assemblages, colis de stockage, gaines, oxyde lui-même) en entreposage ou dans des conditions de stockage, soit en milieu réducteur granitique ou argileux, soit dans les conditions de YM. Les effets de l'eau (vapeur ou liquide) en présence de différents rayonnements ionisants sont étudiés pour conforter les modèles actuels et comprendre les mécanismes de dégradation (relâchement instantané de radionucléides) ou de protection (présence de H_2 ou d'oxyde de gadolinium dans UO_2 ou de phases secondaires). Hormis les études classiques sur des échantillons d'oxyde non irradiés en réacteur, certaines expériences portaient sur des échantillons de combustible (taux de combustion moyen jusqu'à 75 GWj/t) ou prélevés dans le rim des pastilles (taux de combustion local à 140 GWj/t). Leur lixiviation est très différente et la structure du rim est responsable de l'importance du relâchement instantané. Le mécanisme de protection de la lixiviation de UO_2 par H_2 (milieu réducteur) se révèle très complexe. L'inhibition des radicaux oxydants dus à la radiolyse de l'eau et la réduction d'U-VI par H_2 semblent comprises mais le rôle de la surface d' UO_2 (activation de H_2) reste encore incertain. A YM, les conditions de lixiviation seront très particulières (très faible rapport volume d'eau sur surface exposée, eau contenant de l'oxygène) conduisant à des précipités d'altération protecteurs de l'oxyde en surface.

Les expériences montrent une forte diminution des vitesses d'altération après quelques mois et l'influence du calcium et du silicium dans l'eau sur la formation des phases secondaires. Des présentations ont abordé la modélisation de la quantité d'eau qui pourrait entrer, à long terme, en contact avec l'oxyde dans un colis (0,5 l/an). Les études concernant YM ont pour but de tester si les données utilisées pour l'analyse de sûreté de ce stockage sont réalistes ou trop conservatives. Les dommages causés aux installations de stockage par un séisme, et notamment aux colis, font aussi l'objet de modélisations. Enfin, la corrosion des colis de YM pourrait être due aux microorganismes ; des études sont conduites sur ce sujet (expériences et scellement du stockage). L'effet serait négligeable. Une seule présentation a concerné ce que seraient les déchets dans le cas où le combustible usé serait retraité avec le procédé Urex + 1a (alliages métalliques, ciment, verre).

Les présentations de IHLRWM 08 et les documents associés permettent d'avoir une vue assez complète de tous les aspects touchant à la réalisation d'un stockage géologique notamment de celui de YM. Bien que très spécifique au regard des autres projets, l'intégration des E&R ayant abouti au dépôt d'une demande d'autorisation reste exemplaire. L'aspect méthodologie est donc transposable. Les informations sur les E&R conduites en Europe et en Asie en vue d'un stockage géologique montrent une bonne cohérence. Aucune information n'a été donnée sur l'impact que pourrait avoir le retraitement du combustible usé américain sur YM. La décision de changer de politique en matière de gestion du combustible usé ne dépend pas que de la capacité de stockage de YM, souvent mise en avant.

▪ Comparaison des projets de stockage profond

Toutes les études présentées étaient liées à la caractérisation de sites potentiels de stockage. Plusieurs d'entre elles ont permis de faire un point sur les ouvrages déjà en place (Suisse, Japon, Corée, Suède, Finlande, Allemagne et USA) ou en projet (UK). La conférence donne ainsi une vue technique actualisée de la situation des principaux pays se préparant au stockage géologique.

La situation de la France est connue : stocker d'ici à 40 ans, environ 7 000 m³ de déchets HAVL et 70 000 m³ de déchets MAVL. L'Andra doit préparer une demande d'autorisation pour 2015 et l'ouverture d'un stockage réversible pourrait avoir lieu en 2025. Les étapes de la sélection sont : 2007-2009, reconnaissance de la zone de transposition et sélection d'une zone restreinte de 30 km² ; 2010-2011, reconnaissance détaillée de la zone restreinte et sélection de 1 000 ha ; 2013, débat public et sélection de 250 ha. Les critères de réversibilité doivent être proposés d'ici à 2014. Les difficultés à surmonter sont de nature scientifique (changements d'échelles pour passer d'un laboratoire souterrain à un stockage), conceptuelle (définition de la réversibilité) et sociétale avec la sélection finale du site de stockage et la mémoire à long terme du lieu.

Le début des recherches en Suède date de 1978. Depuis le concept KBS 3 de 1983, également adopté par la Finlande, le choix a été fait du conteneur de cuivre soudé par friction et à des réalisations de type pilote industriel (soudage et mise en place dans les puits avec bentonite ; tests de la machine à déposer les colis ; démarrage de l'usine d' « encapsulation » en 1996). Le calendrier devrait être : 10 ans de prospective (1990-2000) et 10 ans d'investigation sur deux sites (2000-2010). La sélection d'un site granitique doit avoir lieu en 2010 et la construction débiter en 2015. L'ouverture est prévue en 2025. La Suède doit encore passer à l'industrialisation, procéder à l'évaluation de sûreté (scénarios de glaciation) et conserver la confiance acquise auprès du public. SKB réserve encore le choix entre un stockage vertical ou horizontal.

En Corée où 40 % de l'électricité est d'origine nucléaire et où 10 centrales supplémentaires doivent être construites d'ici à 2030, l'entreposage des déchets (9 700 t) en piscines sur le site des centrales sera saturé fin 2008. Un réarrangement des assemblages PWR et une nouvelle répartition entre centrales repousseront la saturation vers 2017 (gain d'un facteur 1,5). Le combustible usé Candu est entreposé à sec en silo sur site et dans des entrepôts centralisés. Un stockage pour les déchets MAVC sera achevé en 2008. Une loi définit un plan gouvernemental de R&D (2005-2011) pour les HMAVL et les bases d'un stockage (A-KRS : Korean Reference System) dont l'ouverture est prévue en 2030. Un tunnel (KURT : KAERI Underground Research Tunnel) dans du granite, achevé en novembre 2006, est exploité ; en 2012, à partir de ce tunnel sera creusé un laboratoire souterrain à – 300 m. Cette installation servira à valider le concept de stockage coréen. La Corée envisage des RNR à combustible métallique, retraité par voie pyrométallurgique ; leurs déchets iront au stockage avec des assemblages PWR et Candu.

En Allemagne, un site de stockage (Gorleben) avait été choisi en 1977 et l'ensemble de la technologie d'exploitation d'un tel site a été testé. En Suisse, de nouvelles dispositions légales (Plan sectoriel pour des stockages géologiques, approuvé en avril 2008) permettent la recherche d'un site et encouragent un processus transparent et démocratique, dans un cadre géographique très contraint par la proximité des pays étrangers. La décision qui sera prise par le gouvernement sera soumise à référendum. Les Pays-Bas étudient l'intérêt d'un parc nucléaire (50 GWe à l'horizon 2050) et du retraitement pour réduire le volume des déchets produits. L'Union Sud Africaine prévoit de produire 20 GWe par des centrales nucléaires (PWR, PBMR) et son plan d'équipement d'août 2007 prévoit l'établissement d'une agence nationale de gestion des déchets radioactifs.

En règle générale, les Américains se disent impressionnés par les efforts déployés par l'Union européenne et les projets qu'elle a bâtis. A l'aide d'un exposé très brillant sur le WIPP, les Etats-Unis ont présenté cette installation comme la première preuve de principe de la sûreté d'un stockage et de son opérabilité ; l'exposé a également porté sur la démonstration des opérations de transport et de mise en stockage des colis.

▪ **Organismes internationaux**

En 2006, l'AIEA a publié parmi ses « standards » les critères de sûreté d'un stockage géologique des déchets radioactifs (WS-R-4). Elle prépare maintenant la publication d'un guide de sûreté, avec en particulier le rôle de la chaleur générée et la question des longues périodes. Deux appendices insistent particulièrement sur la recherche de site et l'évaluation de sûreté, s'appuyant sur l'expérience internationale. Ce guide a été présenté faisant appel à des réponses de la part des institutions engagées. Les efforts européens, en particulier franco-belges ont été mis en évidence et la recherche d'une collaboration internationale encouragée.

▪ **Aspects sociétaux**

Sur le thème de la perception du public, une table ronde a permis de réunir des autorités internationales et américaines ainsi que des journalistes locaux. Parmi les sujets abordés : le rôle de la terre pour les indiens « native americans », la place des communautés scientifiques, les relations et les obligations vis-à-vis des media (quelle place, à quel niveau ?), le ton donné aux explications « to talk with, not to talk to... », et la saturation déjà atteinte de l'information au Nevada.

En Finlande, une municipalité, site d'une centrale nucléaire a été choisie pour accueillir un centre de stockage, ce qui a beaucoup facilité l'acceptation de la population. L'évolution de la perception des habitants depuis 1998, période pendant laquelle un troisième réacteur a aussi été implanté, a été favorable.

L'Andra a présenté l'échelle de réversibilité et l'ensemble de ses travaux.

Le gouvernement de l'Ontario (Canada) a mis en place un processus coopératif de recherche de site. On constate une moindre sensibilité aux questions techniques qu'aux problèmes de comportement ou de gestion au jour le jour. Les processus négatifs sont listés et le coût « significatif » de la confiance mis en lumière. Dans cet esprit, un nouvel organisme de gestion des déchets a proposé un processus de recherche de site, avec information maximale des populations. La composante sociologique est particulièrement dense, mais les objectifs et les caractéristiques de la démarche sont certainement exemplaires d'un couplage très étroit avec les sciences sociales. La diffusion d'une information convenable, aisément accessible et facile à comprendre est également envisagée (Japon, Etats-Unis...).

Certains présentent le stockage profond des déchets comme le point faible de la « Renaissance nucléaire » et l'idée de sites de stockage multinationaux a été à nouveau soulevée, également dans un esprit de non-prolifération.

Il est aussi significatif que l'OCRWM ait fait appel au système d'Enseignement supérieur du Nevada pour établir un système d'Assurance Qualité pour les programmes DOE et maintenant pour GNEP.

▪ **Compte-rendu de la mission de Jean-Claude Duplessy - La gestion des déchets nucléaires au Canada – du 25 septembre au 1er octobre 2008**

Le Canada possède 22 réacteurs de type Candu situés en Ontario, au Nouveau Brunswick et au Québec. Un faible pourcentage de déchets nucléaires provient de prototypes et de réacteurs de recherche.

♦ **Les déchets de haute activité à vie longue**

Il n'est pas prévu de recycler le combustible usé ; considéré comme déchet ultime, il est entreposé sur les sites des réacteurs en attente d'un stockage géologique.

Un concept de stockage direct en couche géologique profonde avait été élaboré par une société d'Etat fédérale (Energie Atomique du Canada Limitée, EACL) et l'opérateur Ontario Hydro. Ce concept a été soumis en 1988 à une Commission fédérale indépendante (Commission Seaborn) qui a publié ses conclusions et recommandations en 1998. La commission a considéré que la démonstration de sûreté du concept d'EACL était suffisante pour une étude d'avant-projet et donc acceptable techniquement, mais qu'elle n'apportait pas la preuve de l'acceptabilité sociale. Les recommandations de cette commission ont conduit à une loi sur les déchets de combustible nucléaire, entrée en vigueur en 2002.

La loi de 2002 fixe le cadre juridique de création, par les producteurs de déchets, d'une Société de Gestion des Déchets Nucléaires (SGDN en anglais NWMO) et du financement de la gestion de ces déchets.

86

Dès sa mise en place, la SGDN a élaboré un vaste processus de consultation (Internet, réunions publiques, concertation avec les associations) ; en 2005, elle a présenté au gouvernement un rapport recommandant une méthode de *gestion adaptative progressive*, couplant une approche technique (stockage géologique, possibilité de récupération des déchets, étape facultative de stockage à faible profondeur, surveillance continue, conception flexible, poursuite de la recherche technique et sociétale) et un système de gestion décisionnel progressif et adaptatif (acquisition continue de connaissance et adaptation, ouverture, transparence et recherche d'une collectivité hôte, informée et consentante, de préférence dans un des états bénéficiant de la production d'électricité nucléaire).

En 2007, la SGDN a reçu mandat de mettre en œuvre la méthode de gestion à long terme du combustible nucléaire irradié canadien dans des conditions socialement acceptables, techniquement sûres, écologiquement responsables et économiquement viables en appliquant le mode de gestion proposé précédemment. Le Conseil d'administration de la SGDN a adopté sept objectifs stratégiques de planification :

- ❖ continuer à édifier des relations à long terme avec les canadiens et les autochtones intéressés ;
- ❖ poursuivre la recherche technique et sociale ;
- ❖ élaborer une formule de financement sûre sur le long terme ;
- ❖ examiner les plans en continu ;
- ❖ continuer à mettre au point une structure de gouvernance ;
- ❖ faire de la SGDN une organisation de mise en œuvre ;
- ❖ mettre au point, en concertation, un processus de sélection d'un site de stockage.

Ces objectifs sont déclinés dans le cadre d'un plan de mise en œuvre s'étendant sur la période 2008-2012, dont la version révisée a été publiée en juin 2008.

La SGDN s'appuie très largement, au plan scientifique et technique, sur des bureaux d'étude et de nombreuses équipes universitaires. Elle fait une large part aux sciences sociales et soutient financièrement des projets qui intéressent les chercheurs, quelle que soit leur appréciation de l'énergie nucléaire, s'ils aident à éclairer le débat. La SGDN s'est engagée à travailler en collaboration avec les citoyens et organisations intéressés qu'elle sollicite activement pour mettre au point un processus de sélection de site de stockage. Elle accorde une attention toute particulière aux préoccupations sociales et éthiques des communautés amérindiennes autochtones.

♦ **Les déchets de moyenne et faible activité à vie longue**

L'agence canadienne d'évaluation environnementale et la commission canadienne de sûreté nucléaire ont rendu public en juin 2008, aux fins de commentaires, l'ébauche d'étude d'impact environnemental et le projet d'entente concernant la commission d'examen liés au projet de Ontario Power Generation (OPG) d'entreposage des déchets radioactifs de faible et de moyenne activité dans des formations géologiques profondes. Cet entreposage serait situé dans la municipalité de Kincardine, en bordure du lac Ontario dans le site nucléaire de Brice.

C'est la dernière phase d'un processus commencé dès 2002 (mémoire d'accord entre la municipalité de Kincardine et l'OPG sur l'étude des options d'implantation d'un stockage de déchets FAVL et MAVL dans le site de Brice. Le stockage est envisagé dans des argiles ordoviciennes situées à environ 800 m de profondeur. Le projet a reçu un accord de principe du conseil de Kincardine en 2004 et les résidents en ont voté le soutien en 2005. Il a reçu ensuite l'accord de la Commission canadienne de sûreté nucléaire en 2006 et en 2007, l'approbation du ministère chargé de l'environnement.

La responsabilité de ce projet devrait passer prochainement de l'OPG à la SGDN qui considère l'approche suivie comme un modèle de relations avec la société civile canadienne pour le stockage géologique des autres déchets nucléaires, notamment ceux de haute activité.

* * *

▪ **Euradwaste 08 - 20 au 22 Octobre 2008 à Luxembourg**

L'objectif était de tirer un bilan du 6^{ème} programme-cadre mis en place par l'Union européenne sur la gestion et l'élimination des déchets nucléaires. Quatre sessions étaient consacrées aux questions socio-politiques ; quatre autres présentaient un bilan des résultats obtenus dans les différents programmes du 6^{ème} PCRD.

Dans la première session, l'Andra a exposé la situation en Europe : réalisations pour les déchets à vie courte et projets pour les déchets à vie longue (France, Finlande, Suède, Allemagne, USA...). Elle a énuméré les défis scientifiques, techniques et politiques aux niveaux national et local et rappelé les tâches de l'Andra concernant la réversibilité, le suivi et la mémoire du stockage.

La Finlande a rappelé les facteurs économiques gouvernant un projet de stockage et son cadre temporel, légal et financier ; le stockage devrait être opérationnel en 2020 dans le granite de Olkiluoto à un coût estimé en décembre 2006, de 3 G€. La Finlande estime indispensable de montrer qu'une solution technique reste économiquement réaliste. L'impact des grands paramètres (quantité à stocker, taux de combustion, prix du cuivre, taux d'intérêt ...) a été analysé. L'avancement des autres projets au plan international peut conduire à modifier des solutions techniques. La Finlande avait autrefois cherché des solutions « étrangères » mais maintenant le combustible usé doit rester en Finlande. L'orateur a mis en garde contre des solutions coopératives en insistant sur les différences entre contextes nationaux.

L'exposé de la Nagra portait sur diverses questions : comment convaincre de la sûreté d'un stockage ? Comment la définir ? D'où vient la différence d'appréciation entre le public et l'expert ? Comment communiquer sur ce sujet ? Est-ce à l'opérateur de communiquer ? A quel point la crédibilité du message est-elle liée à celle du messenger ou du système ? De quelles échelles de temps parlons-nous ? Sont-elles les mêmes pour le public et pour les techniciens ? Quel effort pour comprendre les préoccupations du public ? La communication a fait de gros progrès entre spécialistes. Mais trop d'information tue l'information (surtout pour le non-spécialiste). Il a énoncé des conditions pour retrouver la confiance : le projet, le processus de décision, sa transparence, le cadre législatif qui l'entoure...

Concernant la séparation-transmutation, une revue des études de séparation a mentionné le rôle des programmes européens dans la séparation poussée. Dans le même esprit, a été souligné le rôle central d'Eurotrans parmi tous les projets de R&D du 6^{ème} PCRD. L'objectif de Pateros a été rappelé : établir une vision européenne du déploiement de scénarios de séparation-transmutation, pour contribuer à la plate-forme SNE-TP. Les résultats des expériences d'irradiation sur Phénix ont été soulignés. L'expérience Guinevere est décrite comme essentielle pour les ADS. Une solution économiquement acceptable pour un ADS nécessite encore beaucoup de R&D, en particulier sur les matériaux et les combustibles chargés en actinides mineurs.

Les travaux du programme Red-Impact visent à évaluer l'impact de la séparation-transmutation sur le stockage des déchets. Les USA et le Japon s'accordent pour dire que le recyclage du plutonium et des actinides mineurs réduirait la longueur des galeries (facteur 5, et même 40 si, de plus, Sr et C étaient séparés) mais n'affecterait qu'à peine les coûts. L'orateur présente comment une nation ayant un parc important et visant un nucléaire durable pourrait se charger de l'incinération des déchets de pays abandonnant le nucléaire. En conclusion, il insiste sur le besoin d'installations de démonstration. Enfin l'analyse de scénarios montre que l'incinération des actinides demandera plus d'un siècle, avec des combustibles extrêmement chauds, mais réduira considérablement l'inventaire de radiotoxicité à gérer.

Une table ronde intitulée : « brûler ou enterrer » a contesté le rôle de la séparation-transmutation considérée comme un moyen des politiciens pour « traîner des pieds ». Cependant, il a été souligné que la séparation permet d'accroître la capacité des stockages et que l'incinération des actinides mineurs pourrait aider la communauté du stockage à trouver des consensus politiques. *In fine*, une coopération étroite entre « stockage géologique » et « séparation-transmutation » est réclamée pour définir des systèmes cohérents de gestion, avec en particulier un examen du timing des deux opérations).

Présentation de programmes particuliers :

1. L'objectif de NFPRO a été de réaliser l'intégration des recherches sur le champ proche (19 M€, 40 organisations, dont le CEA, l'Andra et des universités). Etudes de la diffusion, de la corrosion de l'acier dans la bentonite compactée, et de barrières chimiquement réactives (coprécipitation de radionucléides durant le processus d'altération). L'idée a été exprimée qu'il n'y avait guère de synthèse possible entre différents programmes nationaux.
2. ESDRED (www.esdred.info) est centré sur les questions d'ingénierie et de technologie (13 participants dont 7 agences coordonnés par l'Andra ; 18,4 M€) ; des démonstrateurs sont déjà réalisés.
3. FUNMIG (www.funmig.com) vise l'étude des mécanismes fondamentaux de la migration des radionucléides. Pour l'évaluation des performances d'un système de stockage, le transfert des connaissances d'un type de roche à l'autre apparaît limité. Il est rappelé que chaque étude de sûreté est unique.
4. PANIMA (méthodologies d'évaluation des connaissances, www.ip-pamina.eu) vise notamment l'étude des fonctions de sûreté. La présentation qui a été faite du traitement des incertitudes était grotesque et illustre d'ailleurs la qualité et le niveau faibles de certains exposés.
5. CARD : est la plate-forme technologique proposée dans le domaine du stockage géologique, visant la mise en pratique de la politique des Etats membres sur le stockage, quelle que soit la nature de la roche-hôte.
6. Il existe un consensus pour dire que la recherche sur les processus physiques et chimiques bénéficiera de la coordination en Europe, que la confiance s'accroîtra de consensus partagé entre divers programmes et que la visibilité des conclusions s'en trouvera améliorée.
7. Les organismes de sûreté (IRSN) rappellent que la sûreté s'obtient par l'indépendance et la compétence technique et que la coopération entre organismes est aussi un moyen d'accroître leur compétence.

89

* * *

- **Conférence Kontec - 9th International Symposium on Conditioning of Radioactive Operational & Decommissioning Wastes** - Dresde, Allemagne du 15 au 17 avril 2009

Les Conférences internationales bisannuelles Kontec se tiennent en Allemagne depuis 1993. Elles regroupent des experts des centrales nucléaires et des installations nucléaires annexes, des équipementiers, des autorités de régulation et des organismes d'évaluation. Les thèmes abordés sont essentiellement le démantèlement des installations nucléaires et le conditionnement des déchets de démantèlement. L'organisation de Kontec 2009 comportait des séances plénières, des séances portant sur des aspects plus ponctuels, des séances de posters et une importante exposition de services et matériels (44 exposants). Environ 700 personnes étaient inscrites à la conférence. La participation était très largement allemande (environ 60 personnes d'autres pays de l'Union européenne et de la Russie).

Les thèmes traités ont été les suivants :

- ❖ Stockage des résidus radioactifs issus des installations nucléaires et de leur démantèlement ;
- ❖ Procédures et démantèlement des installations nucléaires (thème le plus important) ;
- ❖ Installations et dispositions pour le conditionnement et le colisage des déchets ;
- ❖ Transport, entreposage temporaire et stockage des déchets athermiques (en référence au stockage géologique de Konrad).

Le démantèlement des installations nucléaires, notamment des réacteurs de puissance dans les prochaines décennies, se prépare depuis de nombreuses années sur des installations modestes de traitement de la matière radioactive et des réacteurs nucléaires expérimentaux. Les enjeux commerciaux sont très importants : on estime le prix du démantèlement au dixième de celui de la construction. La majorité des matériaux et des déchets produits (des centaines à des milliers de tonnes par installation) sont des métaux et des gravats, les déchets étant de type TFA. A Kontec, il n'a pas été question des déchets de type MAVL/HAVL issus des parties très actives des installations. Les déchets de type FAVL n'ont pas été singularisés.

Les présentations se concentraient sur le cas de l'Allemagne où les déchets sont classés suivant leur thermicité et où les stockages envisagés sont des stockages géologiques profonds. L'Allemagne procède à la libération de certains déchets TFA (ce qui n'est pas le cas en France) qui diminue considérablement les quantités à stocker. L'Allemagne a pris une part importante à des développements techniques pour le démantèlement des grandes structures (réacteurs notamment) conduits dans l'Union européenne il y a plus de 10 ans. Les procédures sont établies et les outils disponibles. Le conditionnement consiste essentiellement en la mise en conteneurs de grandes dimensions (plusieurs m³) avec blocage éventuel par du ciment. Des présentations ont été faites de cas de conditionnement et de projets d'installations intégrant le traitement des déchets bruts liquides et le conditionnement des déchets de procédé pour de futurs parcs nucléaires à l'étranger (Chine).

Le thème du conditionnement est très lié à la mise en service prochaine du stockage de Konrad (situé à une profondeur de - 800 m) pour des déchets athermiques, avec des installations souterraines semblables aux cavités étudiées pour le stockage des déchets MAVL en France. Les conteneurs de stockage pour Konrad sont l'objet de caractérisations mécaniques ou de test de résistance au feu. Certains aspects réglementaires ou de construction du stockage ont été évoqués (constitution des dossiers, spécifications des colis de stockage, transports des colis ou grands composants). Un symposium international (21-23 septembre 2009, Wiesbaden) sera consacré à la révision internationale, à la baisse, des règles de libération des déchets TFA et de ses conséquences économiques sur le démantèlement.

Kontec est un instrument d'échange d'informations et d'expériences pour les experts d'une branche industrielle liée à des problèmes de plus en plus complexes car allant vers le démantèlement de réacteurs de puissance. Il s'agit de l'aspect « ingénierie » du conditionnement et du démantèlement, pour des cas concrets. Le congrès est donc l'objet d'une forte participation d'entreprises présentant leurs services et leurs outils. Avec la mise en service du stockage géologique de Konrad, l'accent a été mis sur les conteneurs de stockage et sur les problèmes, institutionnels ou opérationnels, de gestion des déchets allemands. Des thématiques discutées dans Kontec, il ressort que la gestion des déchets de démantèlement ne pose pas de problème scientifique majeur si des filières d'évacuation existent pour les déchets TFA, FMAVC et FAVL, mais plutôt des problèmes d'ordre organisationnel.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Président : Bernard TISSOT

Vice-Présidents : Jean-Claude DUPLESSY & Robert GUILLAUMONT

Secrétaire général : Maurice LAURENT

Conseiller scientifique : Claire KERBOUL

Secrétariat administratif

Chantal JOUVANCE & Florence LEDOUX

Tour Mirabeau

39-43 Quai André Citroën

75015 PARIS

Tél. : 01 40 58 89 05

Fax : 01 40 58 89 38

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

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

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

Rapport d'évaluation n° 3

Annexes scientifiques & techniques

Tome 2

S O M M A I R E

Annexe 1 – MID – MODÈLE D'INVENTAIRE DE DIMENSIONNEMENT.....	1
Annexe 2 – E&R SUR LES COLIS DE DÉCHETS	3
Annexe 3 – E&R DE L'ANDRA DANS LE LABORATOIRE SOUTERRAIN	7
Annexe 4 – OPTIONS DE CONCEPTION ET D'ARCHITECTURE.....	13
Annexe 5 – MODÈLE GÉOLOGIQUE CONCEPTUEL	17
Annexe 6 – E&R SUR L'OBSERVATION-SURVEILLANCE	23
Annexe 7 – ANALYSES POUR LE CHOIX DE LA ZIRA	25
Annexe 8 – DÉCHETS FAVL.....	27
Annexe 9 – RÉSIDUS MINIERS FRANÇAIS	37
Annexe 10 – DÉCHETS TRITIÉS	45
Annexe 11– DÉCHETS DU CEA.....	49
Annexe 12 – E&R EN SÉPARATION	53
Annexe 13 – E&R SUR LA TRANSMUTATION	57
Annexe 14 – INSTITUT DE CHIMIE SÉPARATIVE DE MARCOULE - ICSM	65
Annexe 15 – E&R POUR LE PROTOTYPE ASTRID.....	67
Annexe 16 – E&R INTERNATIONALES SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND.....	69
Annexe 17 – E&R SUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION.....	73
Annexe 18 – COMPTES RENDUS DE CONFÉRENCES ET MISSIONS	77

Annexe 1

MID

MODÈLE D'INVENTAIRE DE DIMENSIONNEMENT

Le PNGMDR distingue, hormis les déchets de très courte vie gérés par décroissance naturelle, cinq catégories de déchets :

- ❖ déchets de faible et moyenne activités à vie courte (FMAVC), stockés au centre de la Manche et à Soulaines, dans l'Aube ;
- ❖ déchets de très faible activité (TFA), stockés à Morvilliers, dans l'Aube ;
- ❖ déchets de faible activité à vie longue (FAVL), dont les radifères et les graphites pour lesquels un site est recherché par l'Andra ;
- ❖ déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL) ;
- ❖ déchets de haute activité à vie longue (HAVL) destinés au stockage profond.

Ces catégories sont identifiées par leur activité et leur durée de vie. Toutefois ces deux propriétés ne suffisent pas à déterminer de façon univoque la catégorie et donc le mode de stockage des déchets.

Le PNGMDR rappelle que le mode de stockage doit être adapté à la nocivité des déchets qu'on y dépose. La loi de 2006 et le PNGMDR définissent en termes généraux les déchets qui doivent aller au stockage profond. L'inventaire qui serait stocké dépend de la distinction faite par les producteurs entre matières valorisables et déchets ; il dépend également des scénarios retenus pour l'exploitation du parc nucléaire français et pour le retraitement des assemblages de combustibles usés.

La Commission a décrit dans son rapport n° 2 (p. 10) l'état d'élaboration du Mid en juin 2008.

Le Mid pour la préparation de la DAC doit être établi avant la fin de 2009. La loi et le PNGMDR désignent de façon générique les déchets qui doivent aller au stockage profond. L'inventaire précis des déchets à inscrire au Mid résulte de scénarios de fonctionnement du parc électronucléaire et du retraitement des assemblages de combustibles usés, ainsi que des choix des producteurs quant à la déclaration de matières nucléaires en tant que déchets. Il s'agit d'un exercice commun entre l'Andra, EDF, Areva et le CEA conduit au sein du Copil (Comité de pilotage). Le Copil comprend, outre des représentants de ces organismes, des représentants de l'autorité publique. La situation du Mid est très évolutive.

L'Andra a porté à la connaissance de la Commission les modifications survenues après cette date. Elles résultent de la prise en compte de nouveaux déchets (combustible de Superphénix, déchets technologiques d'exploitation, déchets de démantèlement, etc.), de l'évolution des conditionnements (nouveaux assemblages de combustible usé notamment UOX3 HTC2, MOX à 9,5 % en plutonium, boues STE 2 qui ne seront pas bitumées, reprise de fûts historiques de bitumes, déchets technologiques, déchets historiques de structure des assemblages), et de nouveaux scénarios (SR : scénario de retraitement y.c adaptation de celui-ci au lancement des RNR ; SD : scénario de dimensionnement qui prend en compte le retraitement et augmente

l'inventaire de 50 % pour l'allongement de la vie du parc actuel ; SA : scénario alternatif pour un arrêt du nucléaire en 2020). Le Mid de 2009 donnera une nouvelle nomenclature des colis de déchets « type » et leurs caractéristiques ; il sera complété en 2010.

Sous le nom de CU3 est rassemblé du combustible usé des réacteurs UNGG non retraité, de EL4, des réacteurs Célestins, de la propulsion navale et des réacteurs expérimentaux (Osiris). La question de ces combustibles CU3 reste encore mal définie ; il faudra attendre la version du Mid de 2009 pour se prononcer sur la nécessité d'entreprendre d'éventuelles nouvelles E&R pour couvrir le comportement de tous les colis destinés au stockage profond.

Annexe 2

E&R SUR LES COLIS DE DÉCHETS

Les E&R sur le comportement à long terme des colis primaires de déchets et des colis de stockage incombent selon la loi de 2006 à l'Andra ; les E&R sur le conditionnement des déchets et la caractérisation des colis primaires relèvent des producteurs de déchets. Ces dernières doivent répondre aux demandes de l'Andra formulées dans les spécifications pour les dossiers de connaissances.

L'Andra a présenté à la Commission les processus qui doivent lui permettre d'émettre, dans le domaine de fonctionnement du stockage, les éléments suivants :

- 1) en 2014, en prévision de la DAC (2015) un « Projet de spécifications d'acceptation des colis de stockage » et des colis primaires inclus lorsque c'est le cas ;
- 2) pour la mise en service du stockage (2025) les « Spécifications d'acceptation » et des premiers « Agréments ».

Il s'agit de processus itératifs assez compliqués, impliquant les producteurs, l'ASN et l'Andra, inspirés du retour d'expérience de la gestion des colis FMAVC du CSA. Les domaines autorisés par l'ASN, qu'il s'agisse du domaine de fonctionnement du stockage ou de celui de la production des colis, tiennent compte des E&R conduites jusqu'à aujourd'hui et du retour d'expérience. L'Andra a répertorié les connaissances dont elle a besoin pour fonder la sûreté du stockage sur le principe de robustesse dont un élément important est le colis de stockage. A cet égard, elle a aussi identifié les E&R à conduire pour réduire les incertitudes qui subsistent à ce jour.

3

L'audition du 17 décembre 2008 a permis de clarifier certains points que la Commission avait considéré obscurs dans son rapport n° 2 (p. 11 et 12) et dans les annexes techniques (p. 1). Les points suivants ont été actualisés :

▪ Colis primaires de déchets MAVL

C'est probablement pour les colis de déchets MAVL (faits ou à faire) que l'Andra pose le plus de questions aux producteurs. Les déchets et les types de colis sont nombreux, contrairement aux colis de déchets HAVL, et n'ont pas bénéficié d'autant d'E&R que les colis de verre par exemple. La Commission a noté l'an dernier les deux orientations essentielles des E&R à leur sujet : la production de gaz par radiolyse interne (quantité, identification des gaz) et la nature des termes sources à long terme (radionucléides et activités relâchés, entités chimiques porteuses des activités). Ces orientations nécessitent des expériences portant sur les divers constituants des colis : enveloppes et matrices, essentiellement en métal, ciment et bitume, ainsi que sur les déchets bloqués ou enrobés (matières organiques). Elles visent le comportement en entreposage et pendant la période de réversibilité du stockage, puis à long terme en situation de stockage.

Les producteurs ont mis en place plusieurs programmes pluriannuels et leur pilotage pour répondre aux demandes de l'Andra. La majorité des résultats de radiolyse est attendue courant 2009, au plus tard en 2011. Pour la spéciation des radionucléides relâchés, les programmes vont

jusqu'à fin 2010. Les programmes sont complémentaires car, outre des gaz, la radiolyse génère des molécules organiques éventuellement complexantes.

▪ Radiolyse

Dans de nombreux colis, la matière organique sensible à la radiolyse gamma et alpha est constituée de polymères. Le programme Prelog¹ a pour ambition d'établir d'ici à fin 2009 des Mop² de production de gaz pour des classes de polymères industriels (PVC, PE, fluorés), en fonction des débits de dose et des doses, et selon les paramètres d'exploitation en entreposage ou stockage (température, hygrométrie, etc.). Des résultats ont été obtenus jusqu'à 40 MGy (400 MGy sont visés). Concernant l'étude de la radiolyse des matières organiques qui seraient moins bien définies que les polymères, comme par exemple les celluloses, des mesures directes de production de gaz (H₂, HCl, CO₂, CH₄) sont en cours sur des colis primaires réels CSDC ; elles visent à confirmer les calculs fondés sur les rendements radiolytiques gamma et alpha répertoriés dans des bases de données. Un Mop doit être établi. Pour ce qui concerne la radiolyse gamma de l'eau cimentaire, des expériences complémentaires sont en cours pour conforter le Mop de relâchement de l'hydrogène. A ces expériences se rattachent celles pour la mesure de la capacité des colis de bitume comportant du sulfure de cobalt, à piéger l'hydrogène. Les mesures montrent que les spécifications de confection des colis assurent leur non-gonflement sur plus de 300 ans. Les résines échangeuses d'ions en entreposage dans le silo HAO de la Hague pourraient être incorporées dans des colis CSD-C. Leur tenue sous radiolyse (dans l'eau et à sec) ne laisse pas craindre de production de produits qui pourraient corroder le conteneur. Enfin, un programme d'études de la corrosion des coques, embouts et déchets métalliques technologiques (alliage d'aluminium ou de magnésium) en milieux aqueux cimentaires est en cours jusqu'en 2012.

4

Ainsi, les exploitants ont organisé les E&R sur les colis MAVL permettant de connaître leurs propriétés intrinsèques pendant un long entreposage et en stockage. Ces E&R se déroulent normalement.

▪ Spéciation et migration

L'Andra étudie la complexation des actinides, et plus généralement des éléments porteurs de radioactivité, à l'aide d'acides issus de la radiolyse des matières organiques dans des conditions préfigurant celles qui seront imposées par les milieux aqueux en présence de colis dégradés. C'est un problème compliqué car il s'agira de milieux basiques confinés (eau de pores des ciments ou de l'argilite du Callovo-Oxfordien) avec des forces ioniques élevées imposées par les ions calcium et les anions minéraux des produits de dégradation du béton et/ou des anions organiques.

Dans des milieux aqueux basiques aérés ($10 < \text{pH} < 14$) des complexes ternaires d'actinides, complexes hydrolysés d'acides organiques ou hydroxocomplexes carbonatés ont été signalés ; en général ils ont été très mal caractérisés. Aussi les bases de données thermochimiques sont-elles peu renseignées pour les milieux basiques et aucune théorie ne permet de corriger les valeurs répertoriées pour des forces ioniques très élevées. Les principaux acides identifiés comme issus de la radiolyse sont les acides acétique, glutarique, phtalique, adipique et isosacharinique, mais leurs taux de production en fonction de la dose sont quasi inconnus.

¹ Polymères sous Radiolyse pour l'Etude des Lixiviats Organiques et des Gaz.

² Modèle opérationnel.

L'Andra a entrepris des études expérimentales (Groupement de laboratoires « Thermo-Chimie ») ainsi qu'un travail de mise en cohérence de la littérature pour renforcer les bases de données thermodynamiques et cinétiques. Les E&R devraient être achevées en 2010 et les conclusions sur les effets des complexants organiques sur la spéciation des actinides seraient établies en 2011. L'Andra étudie à titre d'exercice la complexation du plutonium contenu dans un colis de déchets compactés de Melox renfermant des matières organiques. La complexation conduirait à une augmentation de la concentration en plutonium dans des lixiviats, mais avec de grandes incertitudes sur la nature des espèces.

La complexation des actinides a, en principe, un effet sur sa migration puisque chaque espèce chimique a son propre coefficient de diffusion dans un milieu donné (en fait on distingue seulement les espèces cationiques des espèces anioniques) et son propre coefficient de rétention sur un matériau donné. L'Andra a étudié à titre d'exercice la migration du plutonium complexé par l'acide isosacharinique à partir d'un colis de stockage renfermant 4 colis primaires de déchets compactés de Melox. Le plutonium complexé sous forme anionique est transporté sur des distances plus importantes que lorsqu'il n'est pas complexé. Mais ici aussi les incertitudes sont grandes. L'Andra a confié au Groupement de laboratoires « Transfert » le soin de simuler, d'ici à 2010, la migration des actinides selon plusieurs hypothèses.

En conclusion, l'Andra a mis en route des programmes d'E&R pour pouvoir se prononcer en 2011 sur les effets à long terme de la présence de matières organiques dans les colis de déchets MAVL.

Annexe 3

E&R DE L'ANDRA

Le programme de l'Andra a été construit en deux phases, la première allant jusqu'en 2009, la seconde couvrant la période 2010-2012. Les premiers résultats des essais dans le laboratoire souterrain (désaturation-resaturation, comportement thermique, étendue de la zone oxydante à la paroi du massif, rôle des bactéries, pression d'entrée des gaz) sont prévus pour le 3^{ème} trimestre 2009. La présente annexe concerne surtout les essais en laboratoire de surface et les efforts de modélisation et de calcul.

Les études dans le laboratoire souterrain portent sur un essai concernant, d'une part les problèmes de désaturation-resaturation, et d'autre part la modélisation de la production d'hydrogène. Le programme d'ingénierie paraît bien organisé ; il fournit déjà des pistes d'amélioration intéressantes.

Concernant l'étude des propriétés mécaniques et hydromécaniques couplées, un programme de tonalité fondamentale a été lancé ; il vise à relier les propriétés observables à grande échelle aux mécanismes à l'œuvre à plus petite échelle ; c'est une orientation que la Commission approuve. En revanche, l'utilisation de modèles de comportement, notamment mécaniques, est indispensable pour préparer les essais envisagés dans le laboratoire souterrain et conduire les calculs de prévision du comportement à moyen terme pour l'étude de la réversibilité et le dimensionnement des ouvrages.

7

▪ Problèmes géomécaniques étudiés par l'Andra

Les problèmes de géomécanique posés par la réalisation, l'exploitation puis la fermeture d'un stockage dans la couche d'argilite du Callovo-Oxfordien vers 500 m de profondeur sont de plusieurs natures.

Du point de vue du génie civil classique, et notamment de la circulation sans risque des personnels et des matériels sensibles, l'expérience accumulée depuis cinq ans dans les galeries du laboratoire souterrain est incontestablement favorable. En comparaison de nombreux tunnels, profonds ou non, qui soulèvent des problèmes difficiles de tenue des terrains – que l'on sait d'ailleurs souvent bien traiter – les galeries dans la couche du Callovo-Oxfordien ne posent pas de difficultés particulières de construction.

Mais un ouvrage destiné au stockage réversible de déchets radioactifs présente évidemment des exigences supplémentaires.

Pendant la période où les ouvrages seraient ouverts, c'est-à-dire au moins un siècle, il faut pouvoir en cas de besoin retirer assez facilement les colis déposés. Il faut notamment que les revêtements soient suffisants pour limiter les mouvements des terrains pendant cette période ; mais il faut aussi éviter de les surdimensionner et d'introduire des quantités inutiles de matériaux exogènes, acier ou béton. Le problème se pose par exemple pour le chemisage en acier des longues alvéoles de stockage des déchets HAVL : une ovalisation trop marquée rendrait difficile le retrait des colis glissés dans l'alvéole.

Du point de vue de la sûreté à plus long terme, il faut empêcher, limiter et en tout cas estimer précisément le développement, à la paroi des galeries, d'une zone fracturée ou endommagée, dite EDZ, dans laquelle la perméabilité aurait fortement augmenté : l'anneau de roche ainsi créé, devenu plus perméable que le milieu naturel, pourrait jouer un rôle de court-circuit pour les mouvements d'eau ou de gaz. On peut limiter l'extension ou l'intensité de cette zone par un choix adéquat de la méthode de creusement, de son rythme, de l'instant de pose du revêtement ou des conditions hydriques ; on doit aussi examiner les conditions dans lesquelles cette zone pourrait se cicatrifier. Mais c'est un problème auquel la géotechnique classique s'est peu intéressée jusqu'à présent ; la première tâche est d'observer, comprendre et modéliser le développement de l'EDZ et notamment, à Bure, les raisons de l'apparition des divers modes de fractures observés.

Plus généralement, à très long terme, le comportement thermo-mécanique de la roche fait partie, avec les phénomènes hydriques et physico-chimiques, du cadre structurel dans lequel on doit décrire l'évolution du stockage, le devenir des colis et la migration de radionucléides. La Commission a souligné à diverses reprises la difficulté de cette entreprise : l'échelle de temps à considérer est sans commune mesure avec celle qui intéresse les travaux usuels de génie civil et une simple extrapolation des résultats et des méthodes classiques ne sera pas suffisante pour asseoir une démonstration convaincante.

Pour traiter ces problèmes, l'Andra a constitué un groupement de laboratoires qui rassemble une grande part des meilleures équipes universitaires françaises et l'organisme GRS³ qui a travaillé pour le programme allemand d'enfouissement des déchets.

Les premiers travaux de ce groupement portent sur la compréhension et la modélisation des phénomènes fondamentaux susceptibles, à diverses échelles d'espace, de contribuer au comportement thermo-hydro-mécanique des argilites, à court et à long termes. Les premiers résultats portent sur la formulation d'une loi de comportement qui agrège les mécanismes élémentaires du comportement aux échelles du feuillet, de l'agrégat d'argile, puis du milieu composite intégrant les fractions carbonatées ou silteuses, en conditions saturées ou non. Ces travaux mettent en œuvre des techniques avancées de changement d'échelle. Le comportement différé (fluage) est examiné au moyen de techniques analogues ; il existe encore à ce stade des différences sensibles d'approche entre les différentes équipes.

Le travail expérimental a tiré parti du bilan des expérimentations menées pour le Dossier 2005.

Comme il est normal à ce stade, la démarche donne l'impression d'un foisonnement d'idées auxquelles manque encore une organisation d'ensemble. Il manque aussi un tableau synthétique du programme expérimental qui permette de se convaincre qu'on a couvert l'ensemble des questions importantes. Toutefois la Commission, qui a souligné à diverses reprises que les prévisions de long terme devaient s'appuyer sur une compréhension des mécanismes fondamentaux, ne peut qu'approuver le point de vue adopté. Il faut laisser à cet effort de recherche le temps nécessaire pour qu'il puisse déboucher sur des conclusions bien établies.

▪ **Expérimentations dans le laboratoire souterrain**

Le programme d'expérimentation dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne se poursuit ; les premiers résultats de la nouvelle campagne d'essais ne commenceront à être disponibles qu'au second semestre 2009. Commencé en 2004, l'essai sur la déformation des galeries apporte des données qui seront complétées par celles provenant de galeries plus récemment ouvertes. Leurs vitesses de convergence sont lentes (quelques 10^{-11} m par seconde)

³ Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit

mais non négligeables pour un ouvrage qui doit rester ouvert plus d'un siècle. Le rôle de l'orientation des galeries par rapport aux contraintes horizontales majeures est bien confirmé. La déformation est particulièrement importante (bien plus que ce que prévoit la théorie élastique, par exemple) dans les premiers mètres de la zone fracturée. L'évolution de la perméabilité avec le temps est observée depuis quatre ans. Elle croît puis se stabilise dans la zone fracturée ; un peu plus loin, dans la zone endommagée, elle est en général peu affectée. L'injection d'eau fait diminuer la perméabilité de la zone fracturée, sans doute en raison du gonflement de l'argile. On disposera ainsi, dans quelques années, d'un volume très appréciable de données sur une durée qui commencera à être significative. Il manque encore des données thermiques, importantes pour le calcul des alvéoles HAVL, mais les essais correspondants ne démarreront que fin 2009. Leur interprétation exigera un grand soin, l'influence de la température étant significative pour plusieurs phénomènes, d'ailleurs couplés entre eux.

♦ **Scellements**

La zone fracturée et endommagée engendrée par le creusement, dont on se doute qu'elle évoluera ultérieurement sous l'effet de la désaturation, du fluage de la roche, de la modification de la pression de pore, des altérations physico-chimiques, des variations de la température et de la pression des gaz engendrés, constitue un court-circuit potentiel de la barrière géologique. L'Andra a identifié précocement ce problème et a conduit des expérimentations souterraines, au caractère préliminaire, mais qui manifestaient bien l'intérêt porté à ce thème. De nouvelles expérimentations sont prévues avant 2015, mais la Commission a déjà demandé qu'on tire parti de la période actuelle pour faire un bilan critique de la position théorique du problème qui paraît beaucoup trop rudimentaire, et de ses implications technologiques.

♦ **Ventilation et désaturation, expérimentation SDZ**

La ventilation des ouvrages souterrains entraîne la circulation permanente d'air plus ou moins sec pendant toute la période qui s'étend de la création à la fermeture des alvéoles ou galeries. L'introduction de cet élément exogène est une des perturbations majeures apportées au milieu naturel souterrain. Son effet principal est de désaturer le massif, au moins au voisinage des galeries. La pose d'un revêtement ne fait que retarder quelque peu le phénomène.

Cette perturbation est mécanique, hydrique et chimique. La désaturation engendre un retrait, donc une contraction et une possible micro-fracturation de la roche, suivis d'une dilatation en cas de resaturation. Cet effet peut être cyclique puisque l'humidité de l'air introduit varie avec les saisons ; il s'ajoute aux effets des sollicitations thermiques, hydrauliques et mécaniques, ces dernières étant dues au poids des terrains. La désaturation permet aussi à l'oxygène de pénétrer dans le massif et de faire gonfler la pyrite contenue dans l'argilite. Elle modifie la pression de pore et donc les contraintes effectives au-delà de la zone endommagée. Toutes ces évolutions sont délicates à appréhender car elles sont couplées entre elles : l'endommagement de la roche, par exemple, accroît sa porosité et sa perméabilité et favorise une progression plus rapide de la zone désaturée.

A long terme, hormis son rôle possible pour l'étendue et l'intensité de l'EDZ, la désaturation peut retarder durablement le retour de l'eau vers les ouvrages : après arrêt de la ventilation c'est la perméabilité du massif, très faible, qui détermine la vitesse de resaturation du massif de sorte que celle-ci peut n'être acquise qu'après des siècles, en retardant d'autant le contact entre l'eau et les colis, ce qui est vraisemblablement un avantage. Du point de vue de la sûreté, le rôle de la désaturation est donc complexe et il semble qu'il soit trop tôt pour décider si ce phénomène doit être contrôlé, et dans quel sens.

En vue de concevoir et de dimensionner l'expérimentation SDZ conduite dans le laboratoire souterrain et consacrée à la désaturation, l'Andra a effectué une revue attentive des essais et observations faites dans les laboratoires souterrains de Mol, du Mont Terri et de Meuse/Haute-Marne. Dans ce dernier, 18 mois d'observation montrent que le front de désaturation se stabilise rapidement à 2 m de la paroi ; il est suivi plus lentement par le front d'oxydation. La progression des fronts est manifestement facilitée par l'endommagement ; le front de désaturation paraît buter sur la frontière de la zone endommagée. En même temps, les phénomènes de sorption-désorption ont été étudiés au laboratoire.

L'expérimentation de ventilation contrôlée SDZ a été préparée avec soin, en tirant les leçons des essais passés et en portant une grande attention aux conditions à la limite et initiales, ce qui conduit à placer très tôt des capteurs. L'objectif est de mesurer la désaturation globale, d'en apprécier les effets hydriques et hydrauliques dans le massif ainsi que les conséquences mécaniques à l'échelle de la galerie d'essai.

L'expérimentation a fait l'objet de simulations numériques préalables visant à dimensionner l'essai, notamment pour préciser la position des capteurs, et à effectuer des prévisions qui seront confrontées aux résultats des essais. C'est une démarche que la Commission approuve. L'EDZ est simulée par un milieu poreux continu équivalent ; sa réponse aux sollicitations hydriques est très rapide en raison de sa forte perméabilité. Le couplage mécanique devrait être introduit prochainement.

♦ Génération de gaz

Des quantités importantes d'acier - revêtements, colis, chemisages - sont introduites dans le stockage et abandonnées lors de la fermeture. Après celle-ci, le milieu environnant redevient rapidement réducteur mais la présence d'eau permet une corrosion et la formation lente d'hydrogène. Celui-ci est évacué par diffusion à travers la porosité de l'argilite mais ce processus est très lent – c'est la contrepartie de la très faible perméabilité du massif – et la pression de l'hydrogène dans les alvéoles et galeries peut atteindre un niveau élevé susceptible de micro-fracturer le massif. Par ailleurs, la formation de gaz peut retarder le retour de l'eau du massif vers les galeries et alvéoles ; elle peut aussi compliquer la discussion relative au fonctionnement des scellements. L'ensemble de ces phénomènes n'est pas très bien connu, même s'ils jouent un rôle important pour d'autres formes de stockage souterrain (stockage de gaz naturel et de CO₂). La Commission avait encouragé l'Andra à accroître les connaissances, à valider les modèles et à confronter ses résultats à ceux obtenus dans d'autres pays.

De ce dernier point de vue, l'Andra a participé à l'élaboration d'un programme européen, Forge⁴, consacré aux problèmes posés par les transferts de gaz, qui regroupe 24 organismes de 12 pays européens, dont les principaux organismes en charge de la gestion des déchets radioactifs. Les objectifs de ce programme sont l'expérimentation et la modélisation. La disponibilité de quatre laboratoires souterrains dont celui de Meuse/Haute-Marne, est un atout important. Le programme comporte une analyse de l'état de la prise en compte, dans les études de sûreté, du gaz ainsi engendré, du terme source gaz, du rôle des barrières ouvragées, de l'EDZ et de la zone saine ; il vise à améliorer les modèles phénoménologiques et numériques.

La pénétration de gaz dans une roche saturée d'eau, hormis le mécanisme plus lent de diffusion, requiert en principe une surpression nécessaire pour vaincre les forces capillaires ; cette surpression est appelée pression d'entrée. Ce paramètre est important car une pression d'entrée élevée peut contribuer à rendre très lente l'évacuation du gaz formé. Cette notion, et les notions connexes de perméabilité relative et de saturation, ont été élaborées dans le contexte de

⁴ Fate of repository gases.

l'exploitation pétrolière pour des roches perméables. Leur généralisation à des roches très peu perméables, comme l'argilite, pose des problèmes qui tiennent d'abord à la difficulté de la mesure : les perméabilités faibles imposent des temps d'observation très longs et la saturation parfaite est très délicate à réaliser sur des éprouvettes de laboratoire. L'Andra a suscité plusieurs travaux universitaires qui tendent à établir que la pression d'entrée pourrait être sensiblement plus faible qu'il n'est communément admis.

Plus généralement, l'Andra s'appuie sur un groupement de laboratoires qui a pour objectif de caractériser le comportement au gaz (diffusion et écoulement de Darcy généralisé) des matériaux du stockage, argilite, béton, bentonite et interfaces, en relation avec le programme européen Forge.

Du point de vue de la modélisation et du calcul numérique, le Dossier 2005 avait décrit ces phénomènes de manière vraisemblablement majorante mais encore assez rudimentaire. L'Andra a entrepris un effort important pour mieux cerner les mécanismes physiques, en améliorer la description et réduire les marges d'incertitude qui affectent les résultats principaux des calculs, notamment ceux relatifs à la pression maximale du gaz et au moment où elle est atteinte. La relation entre degré de saturation et taux de production d'hydrogène est prise en compte de manière plus fine, les jeux géométriques sont explicitement décrits et de façon générale les couplages sont écrits de manière plus complète. Un calcul bidimensionnel a été conduit pour une alvéole MAVL pendant 10 000 ans. Le code numérique fait l'objet d'exercices d'inter-comparaison avec d'autres codes. Ce programme se poursuivra avec de nouvelles améliorations.

Le problème de la génération de gaz peut aussi influencer les choix en matière d'architecture du stockage ; ce point est abordé plus loin.

Annexe 4

OPTIONS DE CONCEPTION ET ARCHITECTURE

A échéance de 2009, il est prévu par l'Andra une révision des options de conception du stockage telles qu'elles étaient présentées dans le Dossier 2005. Celui-ci n'avait permis d'envisager qu'à grands traits la sûreté du stockage en exploitation. Le projet prend progressivement un caractère plus industriel qui implique une description plus détaillée des options techniques. La révision concerne deux grands thèmes, l'architecture générale et l'architecture interne du stockage.

▪ Architecture générale du stockage

Le Dossier 2005 séparait deux grandes zones de stockage (dites B et C à l'époque), nettement distinctes, et une zone d'accès excentrée où étaient regroupés les puits d'accès verticaux. Les colis de déchets étaient placés dans des alvéoles borgnes, aux extrémités d'une architecture arborescente qui s'organisait à partir de la zone des puits. L'accès aux travaux se faisait par des réseaux de 4 à 5 galeries parallèles, spécialisées en transport de colis, travaux ou retour d'air. Le transport des déblais, du béton et du remblai se faisait par rail. Le volume total des ouvrages souterrains était de l'ordre de 7,6 millions de m³ (dans le scénario d'inventaire des déchets stockés dit scénario S1a).

L'effort principal a porté sur la recherche d'une souplesse accrue (par exemple, le roulage sur pneus est préféré au rail) et surtout d'une plus grande simplicité de l'architecture, en réduisant le nombre et le linéaire total des galeries et en rapprochant les puits d'accès, regroupés dans une zone de soutien plus centrale. Dans cet effort de révision, la simplicité et la fiabilité de la ventilation sont des préoccupations essentielles pour la sûreté en exploitation tant en fonctionnement normal (en comparaison d'une mine classique, la dimension nucléaire apporte des sujétions particulières) qu'accidentel (incendie).

L'Andra envisage, en complément de puits verticaux, le recours à une descenderie de 5 km environ qui donnerait une souplesse accrue d'implantation des installations de surface. Une descenderie peut aussi être favorable du point de vue des risques de chutes de colis qui en deviendraient potentiellement moins rares mais moins graves. Toutefois le bilan des avantages et inconvénients, par exemple sur la modification du régime hydraulique ou la facilité de fermeture exigera un peu de recul, d'autant que les choix effectués peuvent avoir des implications qui doivent être discutées avec les acteurs locaux.

A nouveau, la Commission demande qu'un tel bilan lui soit présenté.

L'Andra analyse aussi le degré souhaitable de progressivité des travaux d'ouverture des vides souterrains, pour permettre des évolutions éventuelles de la conception des ouvrages en fonction du retour d'expérience. Cette réflexion est liée au thème de la réversibilité mais aussi à celui de la reconnaissance de la formation géologique : doit-elle, par exemple, être dès l'origine la plus exhaustive possible ? Sur un plan plus technique, cette analyse doit intégrer le choix des procédés de creusement. L'alternative principale concerne la machine à attaque ponctuelle ou le tunnelier, ce dernier étant vraisemblablement plus économique mais moins progressif par nature. Les expérimentations prévues pendant la période 2009-2012 apporteront de ce point de vue des enseignements utiles.

La Commission souhaite être tenue informée des développements relatifs à la conception de l'architecture générale du stockage et des motifs qui les inspirent.

▪ **Architecture interne et options de conception du stockage des déchets.**

Les alvéoles de stockage des déchets C (HAVL) étaient dans le Dossier 2005 des tunnels cylindriques horizontaux borgnes d'une longueur d'une quarantaine de mètres et d'un diamètre excavé de 70 cm environ. De l'intérieur vers l'extérieur, ils contenaient le colis primaire (verre), placé dans un sur-conteneur en acier non allié chargé de retarder durablement la mise en contact du colis avec l'eau, puis un chemisage qui assure la tenue mécanique pendant la phase d'exploitation et facilite un retrait éventuel. Les colis, séparés par des intercalaires inertes pour mieux répartir la charge thermique qui est notable pour certains déchets, devaient être mis en place par un robot à vérins poussant les sur-conteneurs munis de patins de glissement en céramique. Après dépose des colis dans l'alvéole, un bouchon métallique de protection radiologique était mis en place en avant de la tête d'alvéole d'une longueur de 8 m environ, dont le chemisage était finalement déposé.

Le Dossier 2005 avait montré que la corrosion de l'acier non allié, provoquée par la présence d'oxygène résiduel ou, ultérieurement, d'eau provenant du massif, engendrait à long terme des volumes significatifs d'hydrogène. Comme indiqué plus haut, la diffusion dans le massif argileux n'évacue que lentement le gaz formé dont la pression, dans les galeries et alvéoles, pourrait atteindre des niveaux élevés. Les révisions envisagées visent à limiter ou ralentir la corrosion, soit en cherchant une meilleure maîtrise des états métallurgiques du sur-conteneur ; soit en maintenant le chemisage en tête d'alvéole (avantageux pour la réversibilité, celui-ci permet une obturation favorable à l'établissement rapide de conditions anoxiques) ; soit enfin en améliorant l'étanchéité à l'eau des jonctions entre tronçons de chemisage. Pour ces dernières, on s'oriente vers des connexions filetées plutôt que du soudage. Ce dernier procédé est plus long à mettre en œuvre et on le réserverait au bouchon de radioprotection. L'Andra envisage aussi l'utilisation de matériaux remplaçant les aciers non alliés, céramiques pour le sur-conteneur et granite pour le chemisage. Ils présentent toutefois l'inconvénient d'avoir une faible ténacité.

Pour la robustesse des dispositifs de mise en place, une autre piste de progrès consisterait à compléter le robot pousseur par un pousseur externe à l'alvéole qui permettrait l'introduction de trois longueurs de colis avant mise en œuvre du robot ; le même système permettrait le retrait éventuel des colis. Le dessin de la tête d'alvéole serait donc modifié.

Le choix d'alvéoles plus longues, *a priori* solution plus simple, reste en attente des résultats d'essais de creusement à conduire dans le laboratoire souterrain dans la période 2010-2012.

La Commission souhaite être informée de ces développements.

Dans le Dossier 2005, les alvéoles de déchets B (MAVL) étaient des tunnels borgnes de 250 m de long avec un diamètre excavé de 9 à 12 m, revêtus de béton. Les colis primaires étaient placés dans un conteneur parallélépipédique en béton, de 1 à 2 m de côté, fermé par un couvercle et mis en place dans l'alvéole par un chariot élévateur auto-opéré. La tête d'alvéole comportait un sas de protection. Le retour d'air se faisait par un conduit ménagé dans la voûte du revêtement en béton.

Les pistes de révision concernent notamment la conception des conteneurs, avec des objectifs de tenue mécanique, d'évacuation de l'hydrogène et d'intégrité pendant la période de réversibilité et, de façon générale, de minimisation des vides laissés. L'utilisation de bétons auto-plaçants avec une formulation sans fibre paraît permettre un meilleur moulage. Le couvercle pourrait être encastré et boulonné pour éviter l'utilisation de liants cimentaires en ambiance radioactive, tout en laissant la possibilité d'un débit de fuite d'hydrogène suffisant. La manutention fait également l'objet d'études, visant notamment à réduire le risque de chute de colis : on envisage un pré-empilage des colis en tête d'alvéole, suivi d'une translation horizontale dans l'alvéole pour les colis de plus grandes dimensions de plus de 15 tonnes et, pour les colis plus petits, un pont roulant qui permet de réduire la hauteur de survol. Cette souplesse serait bien adaptée à la variété des colis qui concerne surtout les plus anciens d'entre eux. Ces études paraissent pouvoir déboucher sur des améliorations réelles d'ici à 2015, avec la réalisation d'un prototype lancée en 2009 pour le pré-empilage.

Des alvéoles qui ne seraient plus borgnes présenteraient des avantages pour l'exploitation et pour la réversibilité ; en outre la ventilation deviendrait « passante ». Ce choix exigera une argumentation solide de l'Andra pour montrer qu'il n'y a pas dégradation de la robustesse du système, pour laquelle le Dossier 2005 avait montré l'apport favorable de l'architecture borgne.

▪ **Réflexions de la Commission**

La Commission a insisté sur les risques que comporterait un choix définitif prématuré des options d'architecture et approuve donc la démarche de l'Andra qui a déjà conduit à des résultats significatifs. Le choix de l'Andra d'un classement des options, modifiable au cours du temps, en « référence », « variante » et « piste de progrès », suivant leur degré de maturité, paraît bien adapté. De même la Commission approuve la réalisation de vérifications de sûreté dans lesquelles les conséquences des modifications d'architecture envisagées sont estimées au moyen d'un calcul de débit molaire à la sortie de la formation hôte dont les résultats sont comparés à ceux du Dossier 2005. Deux questions se posent néanmoins.

L'évaluation de la sûreté comporte d'une part des calculs conduisant à une prévision de débits molaires ou de débits de dose, que l'Andra conduit pour apprécier l'effet des modifications d'architecture envisagées et, d'autre part, une appréciation plus générale portant sur la démontrabilité, la redondance ou la robustesse. Ces dernières notions plus qualitatives offrent des marges supplémentaires visant à couvrir des incertitudes de connaissance que les calculs intègrent difficilement. Par exemple, la modification de la ventilation n'entraîne pas de grande modification des débits calculés mais fait peut-être perdre en robustesse. La difficulté réside dans les poids respectifs à attribuer aux résultats chiffrés et aux critères plus qualitatifs. Une voie de progrès consisterait à ce que ces derniers, dont la définition est restée un peu vague, soient précisés pour qu'on ne risque pas de les sacrifier systématiquement aux seuls résultats de calculs de dose.

La Commission invite l'Andra à lui présenter ses réflexions sur ce point.

Une question liée est celle des critères qui inspirent le choix final des options. L'Andra en a retenu dix : sûreté après fermeture, sûreté en exploitation, santé et sécurité au travail, réversibilité, coût, impact sur l'environnement, faisabilité technique, démontrabilité scientifique, flexibilité et progressivité pour l'implantation et le développement futur du stockage et enfin aptitude à l'observation-surveillance. Il faut s'attendre à ce qu'on ne puisse trouver pour chaque problème particulier une solution qui soit optimale du point de vue de tous ces critères simultanément. Il manque des indications sur la manière dont l'Andra envisage la hiérarchie ou l'articulation entre

ces critères. Dès lors que les conditions de sûreté en exploitation et de sécurité, des travailleurs et du public, seront démontrées être de même niveau que pour des installations nucléaires de surface, alors la sûreté après fermeture devrait être considérée comme l'objectif prioritaire. L'énoncé d'une position de principe de l'Andra contribuerait à éclairer le détail des discussions relatives à chaque question technique particulière.

Annexe 5

MODÈLE GÉOLOGIQUE CONCEPTUEL

Dans le Dossier 2005, l'Andra avait présenté un modèle géologique conceptuel très élaboré du site de Meuse/Haute-Marne qui avait permis de définir une zone de transposition d'environ 250 km² sur laquelle les propriétés de la couche-hôte du Callovo-Oxfordien pouvaient être espérées comme homogènes. Conformément aux objectifs de l'échéance 2009, l'Andra, en 2007 et 2008, a cherché à conforter ce modèle en réalisant des reconnaissances plus détaillées sur la zone de transposition dans le but d'identifier une ou plusieurs zones dites « zones d'intérêt pour une reconnaissance approfondie » (Zira) dont la superficie serait de l'ordre de 30 km² ce qui laisserait une latitude suffisante pour implanter un stockage profond en tenant compte des diverses contraintes à la surface du sol.

Forte de l'expérience acquise pour la préparation du Dossier 2005 et en tenant compte des remarques des évaluateurs, l'Andra a avancé sur trois questions :

- ❖ le modèle sédimentologique de la couche-hôte du Callovo-Oxfordien et de sa couverture d'Oxfordien calcaire ;
- ❖ le contexte sédimentaire des encaissants supérieurs (Oxfordien calcaire) et inférieurs (Dogger) de la couche-hôte ;
- ❖ le schéma structural régional dont la connaissance fournit le cadre de la compréhension du régime de fracturation des roches.

17

▪ Le modèle sédimentaire du Callovo-oxfordien

Quatre nouvelles plates-formes de forage avec carottage continu et diagraphies ont permis de reconnaître la formation hôte vers le nord de la zone de transposition complétant ainsi les connaissances déjà acquises qui concernaient plutôt le sud de cette zone dans le voisinage du laboratoire souterrain. Sur le plan sédimentologique général, il est confirmé sur l'ensemble de la zone de transposition la présence de trois séquences sédimentaires comportant chacune une phase transgressive de montée du niveau marin suivie d'une phase régressive où le niveau s'abaisse. Ce phasage se manifeste par une évolution continue de la nature des dépôts, la teneur en carbonates ayant tendance à augmenter avec l'abaissement du niveau de la mer. La fin d'une phase transgressive se marque ainsi par un maximum d'argilosité correspondant aux meilleures propriétés de confinement pour la roche-hôte. Sur un plan sédimentologique détaillé, une analyse originale est réalisée en étudiant sur la base des diagraphies les cycles sédimentaires à haute fréquence impliqués par les changements climatiques sous l'effet de la variabilité des paramètres de rotation de la terre. Cette analyse permet une corrélation extrêmement fine des couches d'un forage à l'autre et met ainsi en évidence la continuité des dépôts sur la zone de transposition avec cependant quelques rares lacunes de sédimentation dont il a pu être vérifié qu'elles sont sans conséquences sur les propriétés du Callovo-Oxfordien. L'analyse met également en évidence que les apports de matériaux détritiques se sont faits à partir du nord-est ce qui permet d'expliquer la diminution d'épaisseur de la couche du Callovo-Oxfordien vers le sud-ouest. Au final l'Andra conclut à la très grande homogénéité sédimentaire de la formation hôte et indique que le centre géométrique de la couche se place au sein d'une unité très argileuse proche du maximum d'argilosité de la séquence médiane.

▪ La couverture d'Oxfordien calcaire

L'Andra a entrepris une étude détaillée de la couverture calcaire du Callovo-Oxfordien. Il est ainsi établi que les dépôts carbonatés se sont mis en place dans un contexte progradant du nord-est vers le sud-ouest entraînant une succession de faciès d'environnement protégé, de faciès de barrière et de faciès de mer ouverte. Ces hétérogénéités de sédimentation permettent d'expliquer la présence des niveaux poreux à plus forte perméabilité que les études hydrogéologiques avaient déjà mis en évidence. Ces niveaux poreux assez continus correspondent à des faciès d'environnement protégé ayant subi une diagenèse précoce. Cette connaissance améliorée de la couverture n'a pas d'impact sur l'évaluation de son aptitude au confinement, car l'Andra place délibérément l'Oxfordien calcaire en dehors de la formation hôte, même lorsqu'il présente des propriétés pétrophysiques très voisines du Callovo-Oxfordien comme c'est le cas au niveau du laboratoire souterrain ; cette nouvelle connaissance vient par contre confirmer le caractère hétérogène de l'encaissant supérieur et la présence en son sein d'horizons poreux distribués sur l'ensemble de la zone de transposition qui confèrent à la couverture un caractère aquifère.

▪ L'encaissant inférieur de la formation hôte

Une grande partie de la connaissance est en cours d'acquisition grâce à l'interprétation des données du forage profond EST-433, implanté au centre de la zone de transposition, qui a traversé l'ensemble des formations secondaires jusqu'au Trias inférieur.

Le Dogger calcaire situé sous la formation hôte a été reconnu dans sa partie supérieure (Bathonien) par cinq nouveaux forages. Une thèse en cours s'intéresse à la relation entre les faciès sédimentaires et la diagenèse, témoin des circulations de fluides marins ou continentaux ayant affecté le Dogger au cours de son histoire géologique ; cette problématique est utile car les résultats permettront d'apporter des informations sur la nature des fluides qui ont circulé en limite inférieure de la couche-hôte. Un résultat important ressort des études qui est de montrer que, sur la zone de transposition le sommet du Dogger calcaire peut être considéré comme isochrone ; il présente un faciès peu variable avec une unité marneuse dont l'épaisseur se réduit du nord-est vers le sud-ouest ; ceci confirme que la base de la couche-hôte est bien caractérisée et qu'il n'y a pas de surprise à redouter sur la régularité de la limite inférieure du Callovo-Oxfordien.

Peu d'informations sont aujourd'hui disponibles sur les acquis du forage profond ; il est rapporté que les marnes du Keuper (partie terminale du Trias) sont riches en sel et d'une épaisseur plus importante que prévue (200 m). L'un des objectifs du forage profond était la reconnaissance du potentiel géothermique du Trias inférieur. D'après les premières investigations, cette formation se révèle très peu perméable avec une température modeste de 66 °C indiquant un faible intérêt géothermique par comparaison à ce qui est rencontré dans le centre du Bassin de Paris. Il sera nécessaire d'attendre l'avancement des travaux du GDR Forpro pour que les informations de ce sondage soient pleinement valorisées.

▪ Le schéma structural régional

En incluant les nouvelles campagnes de sismique-réflexion de 2007-2008, l'Andra dispose à présent sur la zone de transposition d'un réseau de lignes sismiques sur une longueur cumulée d'environ 300 km avec un maillage de l'ordre de 3 km. Ces données ont fait l'objet d'une interprétation ou d'une réinterprétation avec des techniques 2D. Rappelons que cette méthode géophysique éprouvée de longue date, en particulier dans la recherche pétrolière, permet d'identifier et de cartographier des réflecteurs sismiques correspondant à des discontinuités de la

vitesse du son dans le sous-sol ; elle est donc bien adaptée pour distinguer des strates de roches de natures différentes. Les décalages observables entre les strates permettent de remonter au tracé des failles ; on estime cependant que des décalages inférieurs à 10 m (exceptionnellement 5 m) ne sont pas visibles avec des techniques 2D, ce qui implique que seules les failles de rejet important seront détectées.

En conclusion actuelle de la campagne sismique, des failles secondaires sont mises en évidence, uniquement dans le nord de la zone de transposition. Ces failles sont dites secondaires car elles ont une faible extension ne recoupant que rarement deux profils sismiques parallèles. Elles ne sont visibles que dans le Trias ou parfois le Lias mais jamais dans le Dogger et *a fortiori* dans le Callovo-Oxfordien.

Outre les résultats de la sismique, des levés géologiques de terrain ont permis de mieux cartographier les failles de direction N150 connues dans la zone dite de fracturation diffuse située au sud de la zone de transposition. Il est montré que plusieurs de ces failles traversent les failles majeures du fossé de Gondrecourt ; cette information fournit les arguments pour une interprétation géodynamique régionale qui attribue à ces dernières, apparues au moment de la phase de compression pyrénéenne, un rôle d'amortisseur lorsqu'elles ont pu rejouer plus tardivement au moment de la phase de distension oligocène. Cette configuration a ainsi protégé la zone nord de la fracturation, ce qui explique le calme structural constaté dans la zone de transposition.

▪ La modélisation hydrogéologique conceptuelle

Conformément aux attentes des évaluations du Dossier 2005, le modèle conceptuel hydrogéologique de secteur a notablement progressé sur la base des nouvelles investigations de 2007-2008. Ceci a été atteint grâce au raffinement du modèle géologique et aux données piézométriques apportées par quatorze nouveaux forages. Les principaux éléments nouveaux se résument ainsi :

- ❖ le rôle aquifère de l'Oxfordien calcaire en couverture de la couche hôte est confirmé sous l'effet de l'interconnexion hydraulique des différents niveaux poreux qui y ont été identifiés. La structure piézométrique de cet aquifère est maintenant bien connue montrant une alimentation par les zones d'affleurement au sud-est et un drainage vers les vallées de la Marne et de la Meuse ;
- ❖ la zone de fracturation diffuse au sud de la zone de transposition est un secteur de circulation souterraine privilégié vraisemblablement sous l'effet drainant des fractures ;
- ❖ le Dogger sous-jacent à la formation hôte est reconnu par cinq nouveaux forages sur le secteur ; ceux-ci ont révélé un caractère nettement plus aquifère de cette formation que ce qu'il ressortait des connaissances antérieures avec des transmissivités localement élevées mais hétérogènes. La piézométrie a également été affinée ; une structure en dôme drainée vers la Marne et vers la Meuse apparaît à présent, se substituant à la structure en plateau à la direction d'écoulement imprécise qui prévalait ; cette situation pourrait être un indicateur du rôle hydraulique joué par la faille de la Marne en profondeur ;

- ❖ l'absence de failles se développant dans le Dogger sur la zone de transposition milite pour une absence d'échanges hydrauliques entre le Dogger et l'Oxfordien à travers des discontinuités ; ceci est corroboré par des faciès chimiques différents des eaux entre ces deux formations ;
- ❖ la mesure du niveau piézométrique du Trias observé dans le forage profond fait apparaître un niveau inférieur à celui du Dogger ce qui interdit toute contamination actuelle des eaux du Dogger par le Trias au centre de la zone de transposition.

Sur le plan régional, l'Andra a tenu compte des souhaits des évaluateurs en retravaillant la géométrie des failles majeures du Bassin de Paris dans le but d'être en mesure de simuler leur rôle hydraulique et de ce fait rendre plus réaliste la détermination des conditions aux limites du modèle hydrogéologique de secteur.

Des progrès importants ont été faits dans la conceptualisation de l'hydraulique souterraine à l'échelle du secteur encadrant la zone de transposition. Ces améliorations portent sur la morphologie des encaissants aquifères de la formation hôte, sur la structure des écoulements souterrains et des conditions aux limites pour ces deux encaissants et sur les valeurs des paramètres d'écoulement. Des informations nouvelles ont été également recueillies sur la chimie des eaux dans l'espoir d'apporter des contraintes au modèle d'écoulement. Ces informations, notamment celles relatives au Trias n'ont encore été que peu interprétées, en partie faute de temps ; il est probable que la compréhension des données géochimiques ne pourra se faire à l'échelle du secteur et qu'il faudra envisager leur intégration dans le modèle régional comme cela avait déjà été recommandé à plusieurs reprises par les évaluateurs.

▪ Le modèle hydrogéologique numérique

L'Andra a confié à l'Université de Neuchâtel (Suisse) la réalisation du modèle hydrogéologique numérique. Le chargé d'étude a repris les concepts de base du modèle du Dossier 2005 qui avait été élaboré par l'IFP en tenant compte des commentaires des différents évaluateurs. Ces commentaires portaient essentiellement sur la mise en cohérence du modèle régional intéressant l'ensemble des systèmes aquifères du Bassin de Paris et du modèle de secteur Marne-Meuse, la capacité de prendre en compte le rôle hydraulique des discontinuités géologiques du Bassin de Paris, la nécessaire amélioration de la représentation des écoulements dans l'aquifère sous-jacent du Dogger et l'introduction de contraintes dans le modèle d'écoulement par la prise en compte des transferts d'indicateurs chimiques naturels.

A cette fin, l'Université de Neuchâtel a entrepris la construction d'un modèle unique rassemblant la problématique de secteur et la problématique régionale sur la base du modèle conceptuel géologique comprenant 27 couches élaboré par l'IFP. Une reprise des données géologiques a été entreprise pour corriger la géométrie des couches afin de mieux représenter le tracé et le rejet des failles majeures ; la paramétrisation des coefficients hydrodynamiques du modèle 2005 a été révisée en assurant le raccordement entre la région et le secteur. Une structure maillée tridimensionnelle, s'appuyant sur la représentation en couches, la structure des failles et le réseau hydrographique, a été construite au moyen d'éléments prismatiques à base triangulaire pour servir de base à un calcul numérique en éléments finis. La taille moyenne des mailles est de 5 km au niveau régional et de 400 m au niveau du secteur, la taille minimale descendant à 50 m. L'outil de calcul numérique utilisé est le code GW mis au point à l'Université de Neuchâtel capable de simuler les écoulements en milieu poreux et le transport de matière.

Au cours de l'audition, le chargé d'étude a présenté les bases de son approche de modélisation et la méthode retenue pour s'appropriier les données et résultats antérieurs. Il a également montré l'ébauche de résultats de simulation montrant l'aptitude au fonctionnement de son outil numérique sur la structure très complexe de son modèle. Aucun résultat validé démontrant une amélioration de la modélisation hydrogéologique dans le sens poursuivi par l'Andra n'est encore disponible.

Annexe 6

E&R SUR L'OBSERVATION-SURVEILLANCE

Le programme Posei⁵ de l'Andra est évidemment très complémentaire des E&R sur la réversibilité ; il a connu comme principaux développements en 2008 la constitution effective d'un groupement de laboratoires (GL) incluant plusieurs entreprises, l'élargissement du retour d'expérience en auscultation (Andra, LCPC, Areva, EDF, étranger) et la préparation de l'implantation de démonstrateurs d'auscultation au laboratoire souterrain.

Le programme du groupement de laboratoires est articulé en deux volets :

- ❖ le volet « moyens » qui concerne la création ou l'adaptation de technologies à leur « durcissement » en environnement de stockage. Les études engagées concernent des mesures distribuées de température et de déformation sur fibre optique ; des mesures chimiques locales (H₂, évolution de matériaux...) ; des mesures de saturation en eau de matériaux géologiques et ouvrages ; des développements de capteurs sans fil.
- ❖ le volet « stratégies » qui vise à développer les approches permettant de répondre aux besoins d'observation-surveillance ainsi qu'aux besoins de durabilité, de fiabilité, de certification et de qualification (en situation et métrologique) des moyens d'auscultation.

Une analyse critique du système d'auscultation du Dossier 2005 a été menée en tenant compte de retours d'expériences minières et de génie civil. Pour certains instruments, de premières actions de qualification métrologique en situation doivent être engagées en 2009. Elles seront prolongées de 2010 à 2012 en même temps que seront constitués des démonstrateurs d'ouvrages (alvéoles MAVL et HAVL) dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne.

⁵ Programme d'Observation et de Surveillance de l'Environnement de surface et des Installations.

Annexe 7

ANALYSES POUR LE CHOIX DE LA ZIRA

L'échéancier prévu pour le choix de la Zira est le suivant :

- ❖ d'ici à fin 2009, proposition au Gouvernement d'une Zira et de deux ou trois ZIIS en prenant en compte les attentes des populations locales ;
- ❖ début 2010, validation par le Gouvernement de la Zira et des ZIIS associées ;
- ❖ 2010-2011, reconnaissance approfondie de la Zira et études d'aménagements sur les ZIIS ;
- ❖ 2012, proposition par l'Andra des sites d'implantation pour le stockage et les installations de surface ;
- ❖ 2012-2013, débat public, choix des sites.

L'Andra recense actuellement les zones propices en fonction de contraintes industrielles et socio-environnementales : zones à faible pente, extension des bassins versants, risque d'événement d'origine naturelle ou humaine, périmètres de protection divers, urbanisation, patrimoine à protéger, connexions aux infrastructures de transport.

L'Andra réalise une estimation des flux des matières qui devront transiter jusqu'au stockage. Ces flux concernent les colis de déchets qui proviendront des sites d'expédition de La Hague, Marcoule et Cadarache ; sur la base du Dossier 2005, environ 700 emballages MAVL et 30 emballages HAVL par an seront concernés pendant la durée d'exploitation. Les autres flux concerneront les matériaux de construction tels que les granulats dont l'Andra étudie la possibilité d'approvisionnement local.

L'Andra met aussi l'accent sur les aspects socio-économiques ; plusieurs initiatives sont en cours avec le CLIS, les Conseillers généraux, les communes du Pays barrois et les acteurs économiques de Meuse et de Haute-Marne ; des contacts ont été pris avec les Conseillers régionaux et il est souhaité renforcer le dialogue avec le monde associatif concerné par l'environnement, le patrimoine et la culture.

Dans l'hypothèse d'un déport entre la Zira et les ZIIS, le choix de la Zira peut être fait en se référant à des critères géologiques évalués en fonction de leur impact potentiel sur la sûreté du stockage. En se basant sur les analyses du Dossier 2005, l'Andra examine les paramètres suivants :

- ❖ Les propriétés pétrophysiques de la roche-hôte

En se référant à l'analyse de sensibilité du Dossier 2005, il est montré que la variabilité des paramètres de perméabilité, de diffusion et de rétention du Callovo-Oxfordien constatée sur la zone de transposition est trop faible pour entraîner une dispersion significative des flux de radionucléides en sortie de la couche d'argilite ou de la dose à l'exutoire. De plus, la variabilité des propriétés mécaniques qui jouent essentiellement un rôle sur la tenue mécanique des ouvrages et la constitution de l'EDZ, ne s'observe que verticalement dans

la couche ; elle est donc sans influence tant que les ouvrages sont réalisés au centre de la couche dans la zone d'argilosité maximale. L'Andra conclut ainsi que la variabilité des propriétés pétrophysiques du Callovo-Oxfordien, telles qu'elles apparaissent à ce jour, ne constitue pas un critère de choix à l'intérieur de la zone de transposition.

❖ Les caractéristiques géométriques de la couche

Sont retenues l'épaisseur, la profondeur du centre de la couche et la valeur du pendage. Les calculs montrent que le flux de radionucléides en sortie de couche est sensible à l'épaisseur d'argile isolant les colis de l'environnement hydrogéologique. Cependant si l'on place les ouvrages à un maximum d'argilosité, la valeur de la garde argileuse ne peut être supérieure de + 10 m à celle de référence du Dossier 2005 (60 m), et cela seulement sur une très petite surface au sud-est de la zone de transposition, ce qui relativise la portée de ce critère. La profondeur joue un rôle sur l'importance de l'endommagement ; un seuil pourrait être fixé vers 540-590 m au-delà duquel l'endommagement apparaît significativement plus important. Cette contrainte tendrait alors à privilégier la moitié sud-est de la zone de transposition comme étant la moins profonde. La valeur du pendage de la couche n'a pas de répercussion sur la sûreté du stockage étant donné le faible pendage général ; les zones de plus faibles pendages apparaissent cependant plus favorables pour la réalisation d'ouvrages souterrains d'extension plurikilométrique ; cette contrainte va toutefois à l'encontre de celle relative à la profondeur dans la mesure où les plus forts pendages sont rencontrés sur la moitié sud-est de la zone de transposition.

❖ Les conditions aux limites hydrogéologiques de la couche du Callovo-Oxfordien.

Ces conditions sont susceptibles d'exercer leur influence sur le transport des radionucléides dans l'argile sous l'effet des gradients de charge hydraulique et de salinité imposés par les aquifères encaissants. Les modélisations montrent que le gradient hydraulique qui agit sur le transfert convectif, n'est réellement influent que dans le cas des scénarios dégradés où apparaissent des zones de perméabilité accrue suite à la défaillance des scellements. Toute zone présentant un gradient plus élevé ou susceptible de l'acquiescer dans le futur sous l'effet de modifications morphologiques et climatiques régionales serait donc moins favorable. Le gradient de salinité est essentiellement imposé par la concentration en chlorures de l'encaissant inférieur, le Dogger, qui apparaît variable de 0,3 g/l au sud-ouest à 4 g/l au nord-est ; les raisons de cette variabilité ne sont pas encore comprises mais il ressort des études sur la migration dans l'argilite que les paramètres de diffusion pourraient augmenter avec la salinité, de manière toutefois faible étant donné la gamme de concentration observée. S'agissant de mécanismes très complexes, la prudence conduirait à préférer des zones où la salinité est la moins élevée.

Au cours des auditions l'Andra a affiché son projet pour que l'accès des déchets au lieu de stockage se fasse au moyen d'une descenderie ; cette disposition s'accorde bien avec la séparation entre Zira et ZIIS dans la mesure où elle permet théoriquement de privilégier la qualité du sous-sol pour l'implantation du stockage et des critères d'aménagement du territoire pour l'implantation de la ou des ZIIS. Un degré supplémentaire de souplesse est obtenu avec l'option descenderie car rien n'interdit de placer les ZIIS à l'extérieur de la zone de transposition ; compte tenu de la longueur de descenderie nécessaire pour atteindre le stockage en profondeur depuis la surface, l'Andra estime qu'il est possible de découpler les installations souterraines des installations de surface d'environ 5 km ; la zone de recherche propice à l'implantation de ZIIS serait alors de 530 km².

Annexe 8

DÉCHETS FAVL

A. POINTS MARQUANTS DE L'AVIS DE LA CNE

Dans le cadre des investigations de l'Andra pour la recherche d'un site de stockage des déchets de faible activité et à vie longue, la Commission a entendu l'Andra sur sa conception des stockages FAVL et analysé sa note de synthèse sur le contexte géologique des communes candidates.

Un premier éclairage est donné ci-dessous sous forme de six points marquants de l'analyse ; il repose sur les données actuellement disponibles et ne préjuge donc pas des conclusions des prochains rapports de la Commission dès lors qu'elle disposera des résultats des études approfondies qui seront conduites prochainement par l'Andra.

- i. La Commission estime que cette note, qui repose sur une base bibliographique rassemblée par le BRGM, ne présente à ce stade qu'une analyse préliminaire. La démarche retenue permet d'utiliser au mieux les données peu abondantes qui sont disponibles.
- ii. Pour chacun des sites, l'information repose sur le contexte régional, faute d'informations locales. Cependant, les roches argileuses sont constituées de plusieurs familles de minéraux en proportions variables ; elles ont connu des genèses, puis des évolutions ultérieures vraisemblablement différentes d'un site à l'autre. Les propriétés physicochimiques (perméabilité, porosité, coefficients de diffusion des solutés,...) qui en résultent sont inconnues à ce stade de l'étude. La qualification d'un site nécessitera un ensemble d'études géologiques, sédimentologiques, géophysiques, hydrogéologiques, géomécaniques et géochimiques approfondies, qui devront être menées ultérieurement. On ne peut donc être certain qu'un site sélectionné sur la base des données actuellement disponibles présentera les qualités nécessaires pour y réaliser un stockage de déchets FAVL dans des conditions sûres.
- iii. Dans son rapport n° 2 de juin 2008, la Commission avait mentionné que les déchets radifères pouvaient être placés dans un stockage sous couverture remaniée (SCR) ou dans un stockage sous couverture intacte (SCI), alors que les graphites nécessitaient un SCI pour isoler de la biosphère le radionucléide ^{36}Cl , de période 300 000 ans, labile et très mobile dans l'environnement. Par ailleurs, aucune étude n'a été présentée pour le stockage de déchets FAVL autres que les graphites et les radifères. La Commission sera attentive à examiner les études qui seraient à mener au cas où d'autres types de déchets seraient aussi envisagés pour un stockage de déchets FAVL.
- iv. Les sites considérés pour un SCR (utilisables seulement pour des déchets radifères) paraissent, à ce niveau de connaissances, convenables du point de vue des critères de superficie disponible et de l'accès à une couche d'argile affleurante ou sous couverture peu épaisse. Toutefois, dans ce dernier cas, pour les sites candidats, la couverture est souvent constituée d'alluvions quaternaires renfermant une nappe d'eau souterraine libre. Les caractéristiques hydrauliques de la surface du sol sont critiques pour un SCR. Un

choix de site pour un SCR devra donc tenir compte de la présence de zones potentiellement inondables ou proches d'aquifères. En ce qui concerne les SCI, dans son rapport n° 2, la CNE avait formulé deux remarques :

- ❖ « Les valeurs de perméabilité utilisées pour les calculs génériques effectués par l'Andra ne seront sans doute pas banalement satisfaites par une formation argileuse de surface... » ;
 - ❖ « Au vu des études génériques présentées par l'Andra, il paraît souhaitable que, dans le cas de la recherche de sites pour le stockage des graphites, l'attention se porte sur des sites permettant de placer le stockage dans une couche d'argile de l'ordre de 100 mètres d'épaisseur sous une couverture rocheuse permettant d'assurer que l'érosion ne puisse attaquer l'argile et réduire le confinement du chlore lorsque celui-ci migrera, ce qui fixe la profondeur minimale du stockage à une centaine de mètres environ ».
- v. Aucune information nouvelle de la part de l'Andra n'est venue infirmer cette analyse. La Commission à ce stade de l'étude, note que le dossier établi par l'Andra ne contient aucune valeur numérique des coefficients de perméabilité, porosité, diffusion dont la connaissance est indispensable pour formuler des prévisions sûres. Ces données ne pourront être acquises que par des études complémentaires nécessitant en particulier des forages. La Commission constate que tous les sites potentiels de SCI pris en considération par l'Andra disposent d'une couche d'argile d'épaisseur hectométrique ; en revanche, tous ces sites ne présentent pas une couverture de roche dure, protectrice du stockage sur le long terme.
- vi. Au cours de la réunion du 8 décembre 2008 du groupe de travail du PNGMDR, l'Andra a présenté des documents qui indiquent que certains graphites contiennent des teneurs significatives en actinides mineurs (activité alpha estimée à 100 TBq). Leur très longue durée de vie pourrait imposer des contraintes supplémentaires de qualité pour le site choisi, en raison de la mobilité de ces éléments en milieu oxydant. L'Andra n'a pas présenté à la Commission les conséquences éventuelles de cette nouvelle donnée pour la conception d'un stockage de graphites, notamment du point de vue de son comportement à très long terme (plusieurs centaines de milliers d'années).

▪ En conclusion

La décision de choisir les sites qui feront l'objet d'une étude approfondie est prévue prochainement et la reconnaissance des caractéristiques essentielles de la roche ne viendra qu'ensuite. Après cette reconnaissance la qualité des sites envisagés pourra être évaluée. De ce fait, malgré la qualité du travail effectué jusqu'à présent par l'Andra, il subsiste un risque qu'aucun des sites choisis ne s'avère avoir les propriétés requises.

B. DÉCHETS FAVL

▪ Options et concepts de stockage

Compte tenu de l'isolement et du confinement recherchés pour les radionucléides émetteurs à vie longue contenus dans les déchets, le ^{36}Cl étant pris comme dimensionnant, l'Andra a choisi un stockage SCI pour les déchets graphites. Les installations de stockage seraient implantées dans une couche argileuse d'épaisseur hectométrique protégée de l'érosion par une couverture de roche dure également hectométrique. Les options SCR et SCI restent ouvertes pour les déchets radifères. L'option de référence est un seul stockage (graphites et radifères) sur un seul site, l'alternative étant deux stockages séparés. Une autre option est deux stockages sur deux sites.

Les réflexions de l'Andra sur l'architecture, la construction des alvéoles de stockage et la manutention des colis sont préliminaires. La superficie pour stocker radifères et graphites serait de l'ordre de 1 à 1,5 km² selon une disposition des alvéoles en étoile ou en lignes parallèles. Les colis pour les graphites semblent définis, ce seraient des cubes de 10 m³ (20-25 tonnes). Les colis pour les radifères en stockage SCI sont encore à l'étude (de 2,5 à 10 m³). Ils seraient mis en place par télé-opération et l'ingénierie de manutention est à l'étude.

▪ Connaissance des déchets

♦ E&R en cours sur les déchets graphites

Les E&R en cours visent à consolider l'inventaire radiologique et la description des mécanismes de relâchement de l'activité. Elles s'inscrivent dans un programme français piloté par le CEA, l'Andra et EDF (échantillons de G2, de Bugey et de St Laurent 2) et dans le programme Euratom « Carbowaste ». Les analyses effectuées sur des carottes et des poudres de différents graphites montrent que la fraction lixiviée de ^{36}Cl dépend étroitement pour un graphite donné de l'historique d'irradiation neutronique. Elle est très variable, entre 20 et 80 % au-delà de 100 jours de lixiviation. La lixiviation a lieu sous deux régimes de diffusion, le premier étant 10 à 100 fois plus rapide que le second et correspondant à 70 % (fraction labile) de la quantité lixiviée.

La répartition du chlore dans le graphite n'est pas homogène. Elle paraît dépendre de la localisation du graphite dans le réacteur et peut-être de la température atteinte. Dans le graphite le chlore doit exister sous la forme d'entité ionique : $x \text{Cl}^-\text{M}^{x+}$ (M = Na, Ca, Mg). Sur les échantillons de graphite examinés, le tritium et le carbone ne sont quasiment pas lixiviés, même après un an et demi de traitement (moins de 0,1 % pour ^{14}C). Le mécanisme de relâchement de ^{14}C n'est pas encore connu. La majeure partie de ^{14}C est produite par activation neutronique de ^{13}C , probablement incorporé à la structure cristalline du graphite recuit et donc immobilisée. La partie lixiviable provient probablement du ^{14}C produit en surface à partir de ^{14}N : l'azote est en effet une impureté du dioxyde de carbone caloporteur, sorbée sur le graphite. Les formes lixiviées, probablement inorganiques, ($\text{H}^{14}\text{CO}_3^-$ ou $^{14}\text{CO}_3^{2-}$) ne sont pas encore identifiées. Pour l'instant, la modélisation de la migration de ^{14}C dans l'argile ne peut être que spéculative et ne permet pas d'évaluer l'épaisseur d'argile nécessaire, à un temps donné, pour confiner ce radionucléide. Les résines de type ammonium quaternaire, chargées en chlore, résistent bien à la radiolyse jusqu'à 2 MGy (équivalent de la dose après 100 000 ans de stockage). Ce type de déchets proviendrait du démantèlement sous eau de certains réacteurs.

Certains déchets graphites présenteraient des teneurs significatives en actinides mineurs, avec une activité alpha estimée par l'Andra à 100 TBq (réunion du Groupe de travail du PNGMDR du 8 décembre 2008). La présence de ces actinides mineurs mérite attention en raison de leur longue durée de vie. L'Andra n'a pas présenté pour l'instant à la Commission les conséquences éventuelles de cette donnée pour la conception d'un stockage de graphite, notamment du point de vue de son comportement à très long terme (plusieurs centaines de milliers d'années).

Le problème de la gestion du graphite irradié est mondial (250 000 tonnes en entreposage dans le monde), d'autant plus qu'on envisage de futurs réacteurs utilisant aussi du graphite (réacteurs HTR, modérés et refroidis avec un gaz). Le programme européen « Carbowaste » (avril 2008-avril 2010), est essentiellement tourné vers le recyclage du graphite et surtout vers la récupération du carbone du combustible Triso avec récupération des radionucléides comme ^{14}C (le plus abondant) et ^{36}Cl . Deux sous-programmes, consacrés aux études de caractérisation et du comportement en stockage, reprennent en gros les problématiques étudiées en France (caractérisations structurales).

♦ **Sur l'inventaire des déchets « graphites »**

La CNE avait réuni, dans son rapport n° 2, les données disponibles début 2008 concernant les quantités et les activités des divers déchets « graphites » et radifères devant aller aux stockages FAVL en cours d'étude. Elle a attiré l'attention sur les incertitudes des inventaires radiologiques qui conduisent dans les calculs d'impacts radiologiques, à utiliser des valeurs conservatives des activités (annexes scientifiques et techniques du rapport n° 2, p.19). Ces inventaires seront précisés par l'Andra, courant 2009 lors de l'élaboration finale du Mid, à partir des « dossiers de connaissances de déchets » que les producteurs de déchets devaient constituer et communiquer fin 2008 à l'Andra en s'appuyant sur les « spécifications de connaissances » établies en juin 2007 par l'Andra (cf. note 1 ci-après). Enfin les études de caractérisation des déchets « graphites » entreprises devraient permettre d'affiner les données d'ici à fin 2009.

Les déchets radifères à stocker ne renferment pas de radionucléides à vie longue très mobiles dans une formation géologique et les activités ne sont pas élevées au regard des performances de confinement attendues d'un stockage géologique de surface à - 15 m. Par contre, les déchets « graphites » renferment des activités suffisamment élevées de deux radionucléides à vie longue, ^{14}C et ^{36}Cl , émetteurs β , pour que leur stockage soit examiné avec soin à différentes époques du futur. Alors que la migration par diffusion du ^{14}C dans la géosphère est ralentie par sorption notamment dans l'argile, celle du ^{36}Cl ne l'est pas. Dans la nature, le carbone se trouve sous forme organique et inorganique et le chlore sous forme d'ion chlorure pouvant passer dans les organismes vivants (cf. note 2 ci-après). Il est donc important de connaître au mieux les inventaires de chacun d'eux dans les divers déchets « graphites » dont les quantités sont par ailleurs connues (cf. tableau n° 1).

Concernant les déchets radifères, la Commission n'a pas eu d'informations complémentaires à celles figurant dans son rapport n° 2 (annexe 7, p. 25). L'inventaire des déchets radifères ne sera arrêté que lorsque Rhodia aura décidé ou non de valoriser le thorium contenu dans certains résidus radifères actifs (RRA).

Depuis l'arrêt des réacteurs UNGG et le traitement de leur combustible irradié ou usé l'inventaire radiologique des déchets « graphites » est l'objet de mesures et d'estimations. Dès 1996, il est apparu que les spectres de leurs activités interdisaient de les accepter au CSA. A l'époque, les valeurs estimées étaient : 9 000 TBq de tritium, 200 TBq en ^{14}C et 40 TBq en ^{36}Cl . Des valeurs « enveloppes », proches de celles présentées aujourd'hui dans le tableau 1, sont apparues vers 2001.

Sur la base de ces valeurs, un projet de stockage conjoint des déchets « graphites » et radifères a fait l'objet de tout un ensemble d'études effectuées par l'Andra. Le 23 mai 2008, l'Andra a présenté au GT du PNGMDR le projet de stockage des déchets FAVL « graphites » et radifères. Le 8 décembre, l'Andra a présenté au même GT les premiers éléments de l'étude qu'elle conduit sur un éventuel stockage de 40 000 fûts de boues bitumées de Marcoule.

Les données sur les quantités de déchets radifères et « graphites » évoquées dans ces présentations sont toujours celles dont la Commission disposait en début d'année 2008 mais des précisions ont été apportées sur les inventaires radiologiques, notamment sur celui des graphites. Dans le dossier d'appel à candidature lancé en juin 2008 par l'Andra, seules les quantités globales des déchets à stocker sont indiquées. L'ensemble des données disponible aujourd'hui est réuni dans le tableau n° 1.

♦ **Sur les déchets bitumes**

L'Andra étudie la possibilité de déposer dans le stockage FAVL environ 40 000 fûts d'enrobés de boues, bitumées avant 1995 dans la Stel (Station de traitement des effluents liquides) de Marcoule. A cette époque, l'assurance-qualité de l'enrobage n'était pas assurée. Il s'agit de 6 000 colis en conteneurs inox (contenant chacun un fût de bitume repris des tranchées) entreposés dans l'EIP (Entreposage Intermédiaire Polyvalent) de Marcoule et de 34 000 fûts entreposés dans des casemates de la zone sud de Marcoule, et dont la reprise est en cours. Ces colis sont les moins actifs des 60 000 fûts de bitumes historiques de Marcoule dont 6 000 fûts ont été repris (voir ci-dessus) et 54 000 sont à reprendre selon un programme prévu pour une durée allant jusqu'en 2035.

Selon le colisage de stockage utilisé, le volume total des colis de bitumes qui pourraient aller en stockage avec les graphites varie de 30 et 50 000 m³. Par exemple, le dernier chiffre correspond à mettre 5 colis inox dans un conteneur CBFK en béton ; il peut être inférieur en optimisant mieux le colis de stockage (colis de type MAVL avec des fûts sans reconditionnement). Ce n'est qu'après 2010 que les caractéristiques chimiques et radiologiques de tous les colis primaires et colis de stockage seront connues ; alors l'Andra décidera, ou non, de les inclure dans le Mid du stockage FAVL en proposant un concept de stockage (dépôt proche des radifères ou proche des graphites). Pour l'instant, les activités β/γ et α sont respectivement estimées à 4 600 TBq et 125 TBq à 300 ans avec une forte variabilité entre fûts.

L'Andra a examiné les radionucléides et les activités supplémentaires que le dépôt des colis bitumes apporterait à l'inventaire des déchets radifères et « graphites ». Pour le long terme, l'activité α serait doublée, il y a autant de ²³⁸U, de ²³⁹Pu et de ²⁴¹Am dans les bitumes que dans les graphites mais 10 fois plus de ²³⁵U. L'activité en ¹²⁹I des bitumes est 1 000 fois celle des graphites mais reste très faible (0,1 TBq).

♦ **Modèle d'inventaire préliminaire**

De l'examen du tableau 1, il convient de retenir que l'Andra utilise un Mid préliminaire pour les graphites, qui évalue à 3 000 TBq l'activité en ¹⁴C et à 30 TBq l'activité en ³⁶Cl. Compte tenu des périodes de ces radionucléides (respectivement 5 700 ans et 0,3 million d'années), l'activité de ³⁶Cl persistera bien au-delà de plusieurs centaines de milliers d'années, tandis que celle de ¹⁴C sera inférieure à 1 000 TBq après 10 000 ans et rejoindra celle de ³⁶Cl vers 40 000 ans. A très long terme, c'est essentiellement le ³⁶Cl qui détermine l'impact radiologique. A cet égard, il peut être important de remarquer qu'il y a autant de ³⁶Cl dans les déchets « graphites » (30 TBq) que dans les déchets HAVL (25 TBq) ou MAVL (28 TBq) destinés au stockage profond à - 500 m, dans l'argilite du Callovo-Oxfordien épaisse d'environ 130 m. L'activité totale β/γ due aux autres

radionucléides (valeur initiale 18 000 TBq) aura quasiment disparu après 1000 ans. La présence d'émetteurs α au niveau indiqué par l'Andra (de l'ordre de 100 TBq pour des chemises) ne devrait pas poser de problème à long terme tant que le stockage conservera des conditions réductrices. L'activité α de 100 TBq est du même ordre que l'activité α d'une tonne de combustible usé UOX1 mais ici elle est diluée dans quelques milliers de tonnes de graphites. On remarquera qu'à très long terme, seuls les radionucléides ^{235}U et ^{237}Np subsisteront (cf. tableau n° 1) et que Np est très mobile si le milieu devient oxydant.

Le stockage de 40 000 fûts de bitumes de Marcoule (55 000 m³) à côté des déchets « graphites » apporterait des émetteurs α (125 TBq à 300 ans) et augmenterait l'activité initiale $\beta\gamma$ de 4 600 TBq. L'activité alpha serait ainsi doublée pour longtemps.

En conclusion, l'inventaire radiologique des déchets « graphites », souvent passé sous silence, demande à être précisé à plusieurs titres ; il est à prendre en compte dans le choix de site.

Tableau n° 1
Déchets « graphites »

Références : Données de l'Andra (auditions des 16 janvier et 9 octobre 2008), GT PNGMDR (mai et décembre 2008).		
Graphites *	Tonnes	Activité TBq en 2013
Empilements EDF (Bugey, St Laurent, Chinon)	14 750	9 000
Empilements CEA (Marcoule)	3 770	1 822
Chemises Silos St Laurent	2 870	1 600
Ames Silos St Laurent	186	
Chemises Marcoule	630	2 860
Fils de selle Marcoule**		3 300
Ames Marcoule	22	2 400
Chemises La Hague***	88	2 630
Ames La Hague***	74	
Réacteurs CEA divers (Saclay, Marcoule)	230	44
Total	~ 23 000 pour 100 000 m³	~ 23 000
<p>* Les principaux radionucléides formés dans le graphite et encore présents après 20 ans de refroidissement sont : T, ^{60}Co, ^{36}Cl, ^{14}C, ^{63}Ni, ^{55}Fe et ^{137}Cs. Leurs teneurs dépendent des impuretés qu'il contenait. Les voies de formation sont : $^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$, $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$, $^{35}\text{Cl}(n, \gamma)^{36}\text{Cl}$, $^{13}\text{C}(n, \gamma)^{14}\text{C}$ et $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$, $^{62}\text{Ni}(n, \gamma)^{63}\text{Ni}$, $^{54}\text{Fe}(n, \gamma)^{55}\text{Fe}$. La nuance de graphite utilisée dans les UNGG contenait en ppm Li : 0,09, Co : 0,2, Cl : 2 à 12, N : jusqu'à 50 ppm sorbés en surface. La teneur isotopique du graphite en ^{13}C est de 1,10 %. Le ^{137}Cs provient de la contamination de chemises. En fait, sont aussi présents d'autres produits de fission (d'activité 10 fois moindre que ^{137}Cs), et des émetteurs α (estimés par l'Andra à 100 TBq). Il s'agit surtout de ^{239}Pu et ^{241}Am, donnant respectivement ^{235}U et ^{237}Np par décroissance. La contamination provient d'accidents survenus sur un réacteur de Saint Laurent.</p> <p>En 2013, l'activité spécifique β/γ moyenne de l'ensemble est estimée à 100 kBq/g due pour les trois quarts à T, ^{60}Co et ^{63}Ni. On estime à 100 TBq l'activité de ^{14}C et à 5 TBq celle de ^{36}Cl dans les 5 000 tonnes de déchets « graphites » du CEA et à 32 TBq l'activité totale en ^{36}Cl de tous les déchets. L'Andra retient pour le projet de stockage une activité enveloppe de 3 000 TBq en ^{14}C et de 32 TBq en ^{36}Cl pour tous les déchets « graphites ». Les activités des autres radionucléides, retenues par l'Andra sont les suivantes : ^{63}Ni et T environ 5 000 TBq, ^{137}Cs et ^{60}Co environ 1 500 TBq et ^{55}Fe environ 1000 TBq.</p> <p>** Inox (Fe, Ni, Cr).</p> <p>*** mélangés avec U, Al Mg et Zr.</p>		

♦ **Note 1 - Dossiers de connaissance des colis**

Le document Andra Z.SP.ADP.07.00.19, indice A, de juin 2007, donne les spécifications selon lesquelles les producteurs de déchets doivent constituer les dossiers de connaissance des familles de déchets conditionnés pour les projets HAVL et FAVL (radifères et « graphites »). Il remplace les spécifications antérieures (1999). Il y a 8 rubriques à renseigner, elles-mêmes découpées en sous rubriques. A : identification des déchets (origine). B : identification des colis. C : descriptif famille (enveloppe, matrice d'accueil, sous-ensembles physicochimiques – SEPC, etc.). D : descriptif radiologique (spectre des SEPC au-delà des seuils de déclaration, etc.). E : évolution des données. F : caractéristiques globales (débits de dose β/γ , neutrons, thermique, relâchement gazeux, etc.). G : lieu d'entreposage. H : références documentaires.

Pour les déchets radifères il n'y a pas de seuil d'activité de déclaration et seuls les radionucléides de période supérieure à 6 mois sont déclarés. Pour les graphites les seuils de déclaration sont de 0,01 Bq/g pour ^{36}Cl , 10 Bq/g pour ^{14}C et de 10 Bq/g pour le tritium.

♦ **Note 2 - Impact radiologique du ^{36}Cl**

Le rapport technique de Philippe Guétat (CEA-DAM, avril 2008) « Le chlore et le calcul d'impact du chlore 36 dans la biosphère » fait le point sur ce que l'on sait du cycle biogéochimique du chlore. Le chlore est omniprésent dans la nature, soit sous forme d'ions chlorure, soit, pour partie, sous forme organiquement liée dans le monde végétal. Dans les schistes argileux où la teneur des ions chlorure est de 200 mg/kg, l'étude du facteur de transfert du chlore dans les plantes, défini comme le rapport de la masse de chlore dans le sol sec à la masse de chlore dans les végétaux secs, montre que moins il y a de chlore dans les sols, plus les plantes en absorbent jusqu'à l'épuisement du sol. Le monde vivant présente le phénomène d'homéostasie du chlore, c'est-à-dire que la teneur en ion chlorure y est limitée. Les analyses d'impact radiologique de ^{36}Cl doivent tenir compte de ces caractéristiques. Par exemple, dans un exercice où l'on utilisait une eau (contenant 20 mg/L d'ion chlorure) d'une nappe d'un débit de 200 000 m³/an pour la boisson, l'abreuvement et l'irrigation de cultures, on montre qu'un apport de 10 GBq/an de ^{36}Cl à la nappe conduit à une dose efficace de 0,25 mSv/an pour un individu du groupe critique. La nature du sol est donc importante pour le choix du site de stockage. Les facteurs de conversion en mSv/an par Bq/l d'eau utilisée varient de 9 à 0,5.

C. RECHERCHE DE SITES DE STOCKAGE FAVL

▪ Recherche des sites

Le 9 octobre 2008, l'Andra a présenté à la Commission le rapport d'étape de juin 2008 préalable à la recherche de sites. Dans une première étape, l'Andra a demandé au BRGM d'établir un inventaire des formations géologiques potentiellement aptes à recueillir un stockage de déchets FAVL. Cette étude préliminaire a conduit à retenir deux bassins sédimentaires, le Bassin de Paris et le Bassin d'Aquitaine.

Dans une seconde étape, l'Andra a évalué l'intérêt géologique des diverses formations en tenant compte de l'épaisseur et de la profondeur de la formation, de son homogénéité, de la présence de failles et de fractures, de la sismicité, du comportement mécanique des roches et de l'éventuelle présence de ressources minérales ou énergétiques. A l'issue de cette sélection, l'Andra a retenu sept formations géologiques largement réparties sur le territoire national (Est, Nord-Ouest, Centre, et Sud-Ouest) et a adressé en juin 2008 un appel à candidatures aux communes des 184 cantons concernés.

Le 1^{er} décembre 2008, l'Andra a donné à la Commission des informations sur l'évaluation de la géologie des communes qui avaient répondu à l'appel à candidature lancée en juin 2008. L'Andra a reçu une trentaine de candidatures. Son analyse l'a conduite à retenir comme très intéressantes sept communes pour un stockage sous couverture intact (SCI) et trois communes pour un stockage sous couverture remaniée (SCR). Six communes ont été considérées comme intéressantes pour un SCI et neuf pour un SCR. Les autres communes candidates ont été considérées comme moins intéressantes soit en raison de critères géologiques à la limite de ceux fixés, soit en raison de données géologiques locales trop peu nombreuses.

La Commission considère que l'Andra a utilisé au mieux les données peu abondantes actuellement disponibles.

La Commission note que les sites considérés comme très intéressants pour un SCR (utilisables pour des déchets radifères) paraissent convenables du point de vue des critères de superficie disponible et de l'accès à une couche d'argile affleurante ou sous couverture peu épaisse. Toutefois, dans ce dernier cas, pour les sites candidats, la couverture est souvent constituée d'alluvions quaternaires renfermant une nappe d'eau souterraine libre. Or les caractéristiques hydrauliques de la surface du sol sont critiques pour un SCR. Un choix de site pour un SCR devra donc tenir compte de la présence de zones potentiellement inondables ou proches d'aquifères.

La Commission constate que tous les sites considérés par l'Andra comme très intéressants pour un SCI disposent d'une couche d'argile d'épaisseur hectométrique mais que tous ne présentent pas une couverture de roche dure protectrice du stockage sur le long terme, recommandée dans le rapport n° 2 remis par la Commission en juin 2008. Pour de tels sites, la démonstration de la résistance à l'érosion pendant plusieurs centaines de milliers d'années, nécessaire en raison de la présence de ³⁶Cl dans les graphites, sera plus difficile à faire.

La Commission souligne que pour chaque site, l'information repose sur le seul contexte régional. Or la qualification d'un site nécessite des informations locales sur la qualité des roches. La Commission souligne en particulier que les valeurs de perméabilité utilisées pour les calculs génériques effectués par l'Andra ne seront sans doute pas banalement satisfaites par une formation argileuse de surface ou peu profonde. Avec des perméabilités plus élevées que celles envisagées par l'Andra, les mécanismes de convection entreraient en concurrence avec les mécanismes de diffusion, et augmenteraient sensiblement la vitesse de transport des ions chlorure ou d'autres espèces en solution. Par ailleurs la diffusion est sous le contrôle de la composition de l'argile.

On ne peut donc être certain qu'un site sélectionné sur la base des données actuellement disponibles présentera les qualités nécessaires pour y réaliser un stockage de déchets FAVL dans des conditions sûres. Les données nécessaires pour pleinement caractériser un site ne pourront être obtenues que par un ensemble d'études géologiques, sédimentologiques, géophysiques, hydrogéologiques, géomécaniques et géochimiques approfondies, qui devront être menées ultérieurement.

▪ Programme de reconnaissance des sites qui auront été sélectionnés

Dès son rapport n° 1 de juin 2007, la Commission avait souligné qu'elle considérait que le dossier de l'Andra qui servira de support à un débat public sur le projet de stockage de déchets FAVL devrait être d'une qualité comparable à celle du dossier que l'Andra a présenté en 2005 sur l'argile du Callovo-Oxfordien.

Compte tenu du peu de données locales sur chaque site, le programme de reconnaissance aura pour objectifs prioritaires d'évaluer les volumes disponibles de la formation hôte envisagée, ses principales propriétés de confinement et de comportement mécanique, et la charge des niveaux aquifères éventuels encadrant la couche d'argile.

L'Andra bénéficie d'un large retour d'expérience en raison des reconnaissances menées de 1994 à 2008 dans l'Est, le Gard et la Vienne. Celles-ci ont permis d'établir les meilleures caractéristiques des forages qui devront être réalisés et ont montré notamment la nécessité de programmer des forages et carottages séparés pour l'hydrogéologie d'une part et pour la géologie et la géomécanique d'autre part, afin d'éviter une contamination des échantillons collectés.

La phase de prospection est prévue pour les années 2009-2010. Elle comprendra pour chaque site sélectionné des études de cartographie et d'hydrologie de surface, des campagnes de géophysique, des forages et un suivi piézométrique sur chacun des secteurs. Elle permettra fin 2010 de proposer de retenir un ou plusieurs sites pour le stockage de déchets FAVL.

Une seconde phase de caractérisation détaillée du ou des site(s) retenus(s) pour le stockage est prévu pendant les années 2011-2012. Elle aura pour objectifs de contribuer aux études relevant de la conception du stockage et aux analyses sous-tendant les évaluations de sûreté qui seront présentées dans la Demande d'autorisation de création d'un stockage en 2013.

▪ Besoins de R&D

Le principal problème scientifique et technique pour mettre en œuvre un stockage de déchets FAVL est de démontrer que le site et le concept de stockage choisis permettront d'isoler les colis de déchets des activités humaines et des phénomènes naturels, puis de confiner la radioactivité sur des temps très longs. Le principal problème socio-économique est de conduire une démarche d'information et de concertation pour le choix du site dans un premier temps, puis de bâtir le projet de territoire autour du site sélectionné ensuite. Pour affronter ces problèmes scientifiques, techniques et socio-économiques, l'Andra a lancé des programmes d'E&R et a commencé les actions de communication sur le terrain.

Un point important qui n'est pas tranché est la place du débat public national en 2011, lorsque les investigations de terrain auront eu lieu sur les communes sélectionnées : aura-t-il lieu avant ou après le choix du site ?

Les E&R portent sur la caractérisation des déchets et l'inventaire, le concept de stockage, l'évaluation préliminaire des performances au regard de situations d'évolution.

Annexe 9

RÉSIDUS MINIERIS FRANÇAIS

Entre 1945 et 1990, divers exploitants ont extrait 218 Mt de roches pour obtenir 76 000 t d'uranium (166 Mt de stériles et 52 Mt de minerais proprement dits). Les sites miniers étaient situés, pour la plupart, dans le V hercynien⁶ (environ 20% d'uranium ont été produits dans l'Ouest, 50 % dans le Centre, 20 % dans Sud et 10 % dans l'Est). Les mines à ciel ouvert ou souterraines étaient généralement de faible capacité. Les minerais étaient de nature granitique à l'exception de ceux du Bassin de l'Hérault (schistes dolomiteux). La dernière mine a été fermée en 2001. Aujourd'hui, tous les sites miniers ont été réaménagés selon une doctrine unique, dite doctrine DPPR-99 ; ils sont sous surveillance, notamment radiologique, par Areva, les autorités administratives locales et les pouvoirs publics. La surveillance est adaptée à chaque site.

L'exploitation de l'uranium a conduit à d'énormes quantités de résidus miniers et divers autres déchets, car le minerai était généralement à très faible teneur, de l'ordre de 1 pour 1000 en moyenne. Les résidus miniers, issus du traitement chimique, ont été stockés sur place près des usines de concentration des minerais ou dans des fosses minières ; certaines eaux issues de ces sites de stockage font l'objet d'une surveillance particulière. Quand il est nécessaire, le traitement des eaux produit des boues qu'il faut ajouter régulièrement aux stockages en faibles quantités. Les sédiments issus du curage de certains étangs marqués par des radionucléides, contribuent également à la production de déchets.

Les autres déchets sont appelés « stériles miniers » ; non issus du traitement chimique du minerai, les stériles miniers proviennent des matériaux excavés pour accéder au minerai ou de stocks de minerai pauvre qu'il n'a pas été rentable de traiter selon les conditions économiques du moment.

La situation actuelle est le résultat des recommandations de nombreux rapports publics sur les mines d'uranium. Elles ont conduit les pouvoirs publics à établir la doctrine de réaménagement des sites miniers en stockage de résidus (1999), assortie des documents méthodologiques pour la mettre en œuvre (2001). Comme pour tout stockage de déchets radioactifs de surface, cette doctrine vise à assurer que l'impact radiologique en termes de dose efficace, est limité pour des circonstances définies dites évolutions normales et altérées, sur au moins 300 ans. Dans cet esprit, les pouvoirs publics ont lancé le programme Mimausa (Mémoire et Impact des Mines d'urAniUm) qui a abouti à dresser un inventaire très complet des activités sur 200 sites répartis sur 25 départements (2004). C'est un document exhaustif de référence très bien renseigné au plan administratif.

Dans le prolongement de toutes ces actions, l'article 4 de la loi de 2006 et l'article 10 du décret du PNGMDR du 16 avril 2008 font obligation à Areva d'établir pour fin 2008 un dossier portant sur « *un bilan de l'impact à long terme des sites de stockage des résidus miniers d'uranium et la mise en place d'un plan de surveillance renforcée de ces sites* ». Le bilan porte sur la santé et l'environnement, le comportement mécanique des installations, le comportement mécanique et géochimique des résidus. Le plan de surveillance doit préciser les mesures pour renforcer, si nécessaire, les dispositions de prévention des risques et les échéances d'actions. Le dossier sera évalué par l'ASN.

⁶ Massif armoricain, Massif central, Ardennes et Vosges.

Areva a présenté à la Commission la situation française des sites miniers et des stockages de résidus, ainsi que les E&R qu'elle conduit pour la gestion des stockages à long terme. Ces E&R concernent les évolutions des infrastructures, des résidus et autres déchets solides, des eaux d'exhaures et du marquage de l'environnement (exhalaison du radon et sédiments marqués des rivières et étangs) associées à une méthodologie du calcul de l'impact radiologique.

▪ Les résidus

Les minerais d'uranium riches (plus de 600 g par tonne) sont réduits en poudre de quelques microns traitée par une solution appropriée (lixiviation dite dynamique) acide ou basique selon la nature de la roche encaissante (en règle générale acide pour les minerais français). La solution résultante contient 90-95 % de l'uranium du minerai. L'uranium en est extrait puis précipité sous forme d'uranate d'ammonium contenant 75 % d'uranium (Yellow Cake, YC), qui est la forme commerciale de l'élément. Pour des raisons économiques, les minerais pauvres (de 100 à 600 g par tonne) sont concassés en particules grossières puis subissent une lixiviation par arrosage d'acide sulfurique (lixiviation dite statique). Le lixiviat contient 60 à 70 % de l'uranium du minerai qui est transformé en Yellow Cake. Ce sont les insolubles des traitements chimiques qui sont appelés « résidus miniers ». Ce sont donc des déchets chimiques radioactifs.

Les compositions minéralogiques et chimiques des minéraux d'uranium dans les minerais et des minerais eux-mêmes sont connues. Celles des résidus sont aussi connues. On y retrouve les minéraux d'uranium (qui compte pour 95 %) et d'autres minéraux secondaires (5 %) comme le gypse, des argiles et des hydroxydes de fer, provenant des réactifs des traitements. Les éléments majeurs sont le silicium (50-70 % de silice), l'aluminium (10-16 % d'alumine), le fer (2-10 % d'oxyde de fer), le calcium (3-6 % d'oxyde de calcium). On y trouve aussi 5 à 8 % de sulfates (de calcium) et moins de 1 % de phosphates et carbonates.

38

La radioactivité initiale des résidus provient de celle de l'uranium non extrait et des radionucléides accumulés à l'équilibre dans les minerais avant traitement : thorium 230, radium 226, plomb 210 et polonium 210. Ensuite s'y ajoute la radioactivité de leurs descendants. Globalement, les résidus renferment en proportions variables, tous les radionucléides des filiations d'uranium 238 et d'uranium 235. Il est pertinent de connaître la radioactivité globale moyenne, aujourd'hui stabilisée et la radioactivité moyenne de radium 226 dont le descendant est le radon 222, soit respectivement 300 Bq/g et 29 Bq/g pour les résidus de lixiviation dynamique (31 MT au total) et 44 Bq/g et 3,8 Bq/g pour les résidus de lixiviation statique (18 Mt au total). L'activité de l'uranium 238 est très faible (1 Bq/g) (cf. note à la fin de la présente annexe). Ces caractéristiques moyennes placent les résidus miniers à mi-chemin entre les déchets TFA radifères stockables au CSTFA de Morvilliers (moins de 10 Bq/g), et les déchets radifères pour lesquels on cherche un centre de stockage (320 Bq/g en moyenne et moins de 1,6 kBq/g). Mais les volumes de ces catégories de déchets radifères ne sont pas comparables et c'est pour cela que les résidus miniers sont stockés sur place.

▪ Les stériles

Ce sont des roches encaissant les minerais, soit en France majoritairement des granites (environ 20 g d'uranium par tonne, dits francs) ou des minerais d'uranium non économiquement exploitables (pendant longtemps jusqu'à 100 à 200 g d'uranium par tonne puis 400 g à partir de 1991, dits de sélectivité). Les descendants de ^{238}U (moins de 1Bq/g) y sont à l'équilibre. Ces stériles ont été la plupart du temps stockés sur le lieu des exploitations ; selon les besoins ils ont été utilisés pour combler les mines à ciel ouvert ou comme constituant des bétons de remblayage

de certaines mines souterraines. Les stériles ont également pu être exportés localement et utilisés comme matériaux de remblais ou d'empierrement. La destination et l'usage des stériles sont souvent mal connus, le contrôle précis de la cession des stériles par les exploitants n'ayant été effectif qu'entre 1984 et 1995.

▪ Les boues et les sédiments

Si les concentrations en uranium et en radium des eaux collectées sur un site de stockage (eaux de percolation du stockage, exhaures, pieds de verse) sont supérieures à celles qui sont autorisées pour les rejets (par exemple 1 Bq/l en ^{226}Ra et 1 mg/l en ^{238}U), alors les eaux sont traitées (depuis 1977). L'objectif est d'« insolubiliser » au maximum ces éléments pour les précipiter ou bien d'en diminuer les concentrations par échange sur des solides (résines par exemple ou drains calcaires). Dans le premier cas, on peut modifier par ajouts de soude ou de chaux le pH des eaux riches en fer, ce qui conduit à l'entraînement de l'uranium et du radium sur les hydroxydes de fer (III). Le traitement opérationnel le plus efficace est la coprécipitation du radium par le baryum et la sorption de l'uranium sur des hydroxydes d'aluminium et de fer. La décantation des précipités se fait dans de larges bassins et les boues qui en résultent sont périodiquement mises en stockage. Leurs compositions chimiques sont variables. Ce sont des mélanges complexes d'hydroxydes des éléments majeurs des eaux (silice et fer) ou d'hydroxyde et de sels des éléments ajoutés (aluminium, fer, baryum). Leurs activités vont de 50 à 200 Bq/g en ^{238}U et de 1 à 60 Bq/g en ^{226}Ra . Dans le cas d'un traitement sur résines, on récupère l'uranium. Actuellement, environ 5 millions de mètres cubes d'eaux sont traités dans 13 stations conduisant à 1 000 m³ de boues par an.

Lors de la mise en œuvre des traitements chimiques dynamiques des eaux, la décantation des boues n'est pas parfaite et une faible partie de l'uranium et du radium rejetée dans l'environnement se trouve sous forme colloïdale ou particulaire. Par ailleurs, lorsque ces éléments dissous sont en très faibles concentrations, ils se sorbent sur les colloïdes ou particules naturels (silicates, hydroxydes de fer). Les eaux après traitement satisfaisant aux normes sont rejetées dans les cours d'eau ; lorsque l'écoulement dans le réseau hydrographique concerné se produit dans des zones à faible vitesse (étangs naturels ou retenues artificielles), la sédimentation des formes non-dissoutes peut marquer localement les sédiments (de 5 à 20 kBq/kg en ^{238}U dans le lac de Saint Pardoux par exemple). Les sédiments séchés résultant du curage des parties marquées sont alors mis en stockage.

▪ Les stockages

Il existe en France 17 stockages décrits dans Mimausa qui sont soumis au régime des ICPE. Les volumes stockés sont variables en fonction des sites et vont de quelques milliers de tonnes à 7,5 Mt (12 stockages de plus de 1 Mt).

Les déchets sont soit stockés dans les fosses des mines à ciel ouvert qu'ils contribuent à remblayer, soit stockés dans des ouvrages spécialement aménagés, le plus souvent en barrant un fond de vallée au moyen de digues en général construites avec des stériles. Les résidus les plus actifs sont placés en profondeur, les moins actifs au-dessus. Dans certains cas, les puits de mines et les galeries ont été remblayés avec des résidus peu actifs, tels que les sables provenant de la lixiviation statique. Les résidus sont recouverts par une couverture multicouche de plusieurs mètres utilisant les stériles de mines, ou du minerai très pauvre, et finalement de la terre végétale. La couverture joue les rôles de protection mécanique et radiologique (écran gamma, écran de poussières, écran de diffusion de ^{222}Rn , régulateur d'infiltration de l'eau de pluie). Les

déchets d'exploitation et de démantèlement des usines de concentration des minerais peuvent être ensevelis avec les résidus (1 000 t par site). Enfin, ces stockages reçoivent périodiquement les boues des stations de traitement des eaux.

▪ **La surveillance**

La surveillance des stockages consiste à examiner périodiquement la tenue mécanique des ouvrages et à mesurer plusieurs paramètres sur la couverture (dosimétrie gamma, teneur en émetteurs alpha de l'air, exhalaison de ^{222}Rn) et dans les eaux collectées (activités des radionucléides et marqueurs chimiques principaux). Elle permet de s'assurer du respect des règles de radioprotection.

La surveillance de l'environnement comporte des mesures radiométriques complémentaires (concentration de radon (^{222}Rn) dans les maisons par exemple).

▪ **E&R conduites pour le long terme**

Les recherches d'Areva doivent conduire à une modélisation du comportement des différentes parties des stockages. Ceci nécessite de quantifier les mécanismes hydrochimique et mécanique qui gouvernent le stockage, de fournir une méthode d'extrapolation à long terme du stockage dans le cadre de son comportement normal, enfin d'évaluer à long terme le fonctionnement normal et altéré. Chaque stockage est un cas particulier, compte tenu de sa configuration, des conditions climatique, hydrologique et hydrogéologique locales ; cependant les résidus stockés sont plus ou moins les mêmes et le comportement des éléments lixiviés sous l'effet des eaux naturelles est régi par les mêmes lois de sorte que les E&R liées à des sites spécifiques permettent de dégager des méthodologies génériques transposables d'un site à l'autre.

Les E&R pour l'«Après mine » sont menées par Areva depuis 1993. Elles sont donc récentes. Elles mettent à profit les mesures et observations réalisées dans le cadre de la surveillance des sites. La nécessité d'acquérir des données sur un laps de temps suffisant et sur un nombre de sites représentatif explique le caractère récent des études méthodologiques.

▪ **Géotechnique**

La stabilité des stockages et notamment la tenue des digues est régulièrement contrôlée. Plusieurs expertises ont été conduites qui montrent une situation actuelle satisfaisante. La projection sur le long terme semble toutefois peu envisagée. Cette question relève cependant de la stabilité des digues et barrages qui est par ailleurs bien étudiée ; une analyse des spécificités d'ordre géomécanique des digues des stockages serait utile.

▪ **Les déchets solides**

Les résidus évoluent aux plans physique et chimique ; leur perméabilité diminue et la proportion de minéraux secondaires augmente en pourcentage et taille. Il s'agit, semble-t-il, d'une lente maturation chimique. Un programme d'échantillonnage par carottage est en cours sur le site de Bellezane en vue d'une caractérisation chimique et radiochimique complète des minéraux et des eaux de pores. Des expériences de lixiviation des résidus ont été entreprises (1 % du radium est mobilisable). Les stériles utilisés dans les couvertures ou les verses, n'évoluent que peu

chimiquement. Des campagnes de caractérisation et de mesures des eaux qui lixivient des stériles sont en cours.

L'évolution de l'efficacité des couvertures est mesurée par des campagnes d'exhalaison du radon par surface unitaire de 400 m², en relation avec les paramètres atmosphériques et hydrologiques (terrain saturé ou non). Ces mesures présentent une grande dispersion liée au comportement aléatoire bien connu du radon. L'exhalaison du radon est en moyenne de quelques Bq/cm²/s. Tant que l'épaisseur est de 2 m au-dessus des résidus miniers, l'exhalaison est, en moyenne, réduite d'un facteur 200 par rapport à celle au contact des résidus. On peut ainsi considérer qu'une telle couverture, dans la mesure où son intégrité n'est pas altérée, constitue une protection efficace vis-à-vis de la radioactivité émise par les résidus.

Le marquage des sédiments est lié aux quantités d'uranium et de radium émises dans le réseau hydrographique. Celles-ci ont déjà été réduites par des améliorations du traitement physicochimique, qui ont apparemment atteint leur limite. On connaît cependant mal la relation entre les flux rejetés et l'accumulation de sédiments marqués dans les rivières et surtout les lacs. Elle pourra être précisée par l'étude de la caractérisation radiologique fine des sédiments en fonction de leur granulométrie et en fonction du régime hydraulique des cours d'eau.

▪ **Les eaux**

Les E&R se poursuivent dans deux directions : d'une part, meilleure compréhension de l'hydrogéologie autour des sites et de l'hydraulique locale, notamment de l'origine des eaux, en vue d'améliorer la capacité de modélisation ; d'autre part recherche de méthodes statiques d'épuration. Les premières E&R demandent un large suivi piézométrique et des analyses géochimiques complètes des eaux. Des résultats récents ont été obtenus sur le site de Bellezane. Ils montrent qu'il est possible de différencier, au lieu de leur émission dans l'environnement, des eaux qui ont percolé dans des travaux miniers ou dans des résidus. Les secondes E&R visent à substituer aux traitements dynamiques actuels (qui pourront toutefois être poursuivis pendant quelques décennies si nécessaire) des traitements passifs sur des solides ayant de bonnes propriétés de biosorption. Il existe de nombreux traitements pour épurer les eaux de l'uranium et du radium. Areva les a testés avant d'arrêter les choix actuels qui ont conduit à des optima pour chaque station de traitement. Il apparaît donc à l'heure actuelle peu envisageable d'améliorer ce type de traitement qui pose par ailleurs le problème de l'introduction de substances chimiques étrangères dans l'environnement aquatique (baryum, aluminium). Dans l'optique d'un abandon à terme du traitement dynamique, Areva teste des méthodes nouvelles : la sorption sur tourbe (en vraie grandeur) et sur écorce d'arbre modifiée (au stade du laboratoire). Les résultats préliminaires déjà obtenus sont très encourageants, mais il s'agit là d'un problème très compliqué.

▪ **Méthodologie de calcul d'impact**

Areva appliquera la méthodologie décrite dans les documents DPPR qui ne nécessite que des valeurs mesurées pour la surveillance de l'environnement. Un exercice a déjà porté sur un site de stockage. C'est évidemment la prise en compte de scénarios dégradés qui est le plus riche d'enseignements pour guider les E&R pour le long terme (pertes partielles de la couverture, défaillance des digues, intervention d'un chantier routier, présence d'habitations sur les sites).

▪ Conclusion

La Commission considère que la problématique de gestion à long terme des résidus miniers et autres solides contaminés, s'apparente, sur le plan des principes, à celle des déchets FAVL en raison de la présence dans ces déchets de radionucléides à vie longue (^{230}Th et ^{226}Ra). Toute prévision n'est donc possible que par modélisation ; celle-ci doit s'appuyer sur des mesures qui vont au-delà des simples mesures de surveillance et sur des inventaires initiaux détaillés par site. Areva a engagé plusieurs E&R dans ce sens et a entrepris des mesures appropriées sur les stockages et dans l'environnement pour produire la connaissance nécessaire. Cette démarche est actuellement accompagnée par des expertises tierces de l'IRSN et par les réflexions du Groupe d'expertise pluraliste sur les mines du Limousin (Gep) mis en place en 2006.

La Commission considère que ces E&R sont sur la bonne voie et doivent être poursuivies. Elles doivent clairement apparaître comme le support scientifique du dossier « Après mines » d'Areva. Il est cependant difficile de distinguer parmi les activités d'Areva concernant les sites miniers, celles qui relèveraient réellement d'un « Plan de développement pour le long terme » bien établi et de les rattacher aux sites. La crédibilité des dossiers, même si les connaissances actuelles conduisent à prévoir de futurs impacts conformes à la réglementation, serait améliorée si Areva produisait un tel document.

Plusieurs points doivent être considérés pour améliorer la capacité de modélisation :

- i. Le comportement hydrogéochimique des sites. Les techniques de modélisation des interactions eau-roche nécessaires pour extrapoler sur le long terme la qualité des rejets, existent sur le plan théorique ; elles sont cependant délicates à mettre en œuvre car elles reposent sur un grand nombre de données dont beaucoup sont spécifiques des sites ; elles demandent une grande expertise des utilisateurs. Le passage au mode opérationnel nécessite donc d'acquérir le savoir-faire en multipliant les études de site. Actuellement, Areva concentre ses efforts de modélisation géochimique sur le site de Bellezane en Limousin qui est sans doute exemplaire ; il conviendrait qu'Areva étende sa méthodologie à d'autres sites.
- ii. La lixiviation des radionucléides à vie longue. Ces radionucléides issus de la chaîne de l'uranium et du thorium, bien que naturels, sont présents dans les stockages en concentrations plus élevées que dans les minerais d'uranium avant traitement, mais ne s'y trouvent plus dans le même environnement physicochimique local qu'auparavant. Toutefois la lente maturation des résidus peut conduire à des modifications physiques et chimiques telles que leur lixiviation s'apparente à ce qu'elle serait pour un minerai riche en uranium. Pendant le temps nécessaire pour atteindre un régime stabilisé de lixiviation des résidus et du minerai encore en place dans les ouvrages souterrains, il convient donc que les effluents des stockages soient complètement contrôlés tant au plan chimique que radiochimique. Des mesures *in situ* associées à celles des débits d'eaux sont nécessaires pour estimer les quantités de radionucléides rejetées. En conséquence les recherches d'Areva entreprises sur les carottes de Bellezane devraient être étendues à d'autres stockages. Cette question concerne aussi l'évolution des boues de traitement des eaux qui sont plus riches en uranium et en radium que les résidus. L'influence locale au sein des résidus des déchets métalliques ou cimentaires provenant du démantèlement des installations de surface devrait être en outre évaluée.
- iii. Comme de nombreuses études l'ont montré, le comportement de l'uranium dans les eaux naturelles ou traitées et dans l'environnement est complexe. Il est en principe régi par de nombreux équilibres chimiques très sensibles, s'ils ont le temps de s'établir, aux

conditions de milieu (pH, anions carbonates, anions sulfates). Les constatations d'Areva sur la nature colloïdale et particulaire d'une fraction des éléments uranium tout au long de leur parcours, depuis les bassins de décantation jusqu'aux étangs, ne semblent pas compatibles avec les mécanismes qui expliqueraient ce comportement. Le radium et ses descendants, en très faibles concentrations, ont dans les eaux naturelles et en présence de solides particulaires un comportement difficilement prévisible, comme le constate également Areva. La Commission considère qu'Areva devrait produire une synthèse cohérente sur la spéciation des éléments en cause, appuyée sur des mesures *in situ* afin de faire le lien entre les données théoriques et la réalité. Cette synthèse devrait éclairer la question des équilibres et déséquilibres entre les radionucléides en filiation.

♦ **Note**

Les activités moyennes sont couramment données en becquerel (Bq) par gramme de matière solide ou en Bq par litre, ce qui est adapté aux calculs d'impact radiologique sur l'homme. Cela ne doit pas cacher les points importants suivants :

- i. il peut y avoir des variations de ces valeurs moyennes d'un site de stockage à l'autre (30 à 60 Bq/g dans les résidus de lixiviation dynamique et 1 à 14 Bq/g dans les résidus de lixiviation statique) ;
- ii. dans chaque site, il peut y avoir des variations locales importantes autour des valeurs moyennes (par exemple 280 Bq/g à Bessines) ;
- iii. chaque site de stockage renferme des quantités de ^{230}Th , de ^{226}Ra et de ^{231}Pa « libres » en sus des quantités qui sont en équilibre avec l'uranium non extrait des minerais (résidus).

Ainsi pour un site de stockage correspondant à \underline{x} tonnes d'uranium extrait, on doit trouver dans les résidus (12,5 \underline{x}) g de ^{230}Th , (0,34 \underline{x}) g de ^{226}Ra et (0,32 \underline{x}) g de ^{231}Pa .

Si ce site a une activité de \underline{y} TBq en ^{226}Ra (donnée Areva), la quantité de ^{226}Ra en équilibre avec (et associée à) ^{238}U est : (100 \underline{y} /3,7 - 0,34 \underline{x}) g.

Par exemple, dans un site où l'on a stocké 1,8 Mt de résidu correspondant à l'extraction de 6 600 tonnes d'uranium, la quantité de ^{226}Ra non en équilibre est de 2,2 kg et celle de ^{226}Ra en équilibre est de 3 kg.

Annexe 10

DÉCHETS TRITIÉS

Les déchets dits « tritiés » contiennent soit exclusivement du tritium⁷, soit celui-ci associé à d'autres radionucléides ; selon les cas leur classement relève des déchets TFA, FMAVC, FMAVL et HA. Les déchets tritiés proviennent des activités militaires de défense, des industries d'affichage luminescent, de la recherche, notamment biologique ; à l'avenir, ils proviendront massivement du fonctionnement d'Iter (2022-2037) puis de son démantèlement (2048-2059). Les déchets d'Iter seront alors prédominants.

L'activité des déchets tritiés est très variable. Elle est élevée pour les déchets provenant du traitement des matières renfermant des quantités pondérables de tritium ; elle est plus modérée pour les déchets directement issus des opérations d'exploitation ou de démantèlement des installations mettant en jeu du tritium. Ces déchets exhalent des gaz (dégazage) dont le comportement conduit, *in fine*, au marquage de l'environnement et de la biosphère. Aussi ils ne peuvent être admis, ou alors de façon très restrictive, dans les centres de stockage de surface existants soumis à des autorisations de rejets (Morvilliers pour les TFA ou Soulaines pour les FMAVC). Il est donc nécessaire d'attendre la décroissance du tritium avant de déposer des colis de déchets peu actifs dans de tels stockages (2030 pour les TFA, 2040 pour les FMAVC). Leur gestion sur quelques décennies passe donc par un entreposage de décroissance avec rejets d'effluents gazeux. A cet égard, la classification des déchets tritiés sans exutoire est fondée sur leurs caractéristiques de dégazage et le fait qu'ils sont, ou non, irradiants pendant des périodes de temps courtes ou longues (6 catégories). En revanche les déchets tritiés FMAVL et HA auront des filières d'élimination (futurs centres de stockages géologiques à l'étude) et ne sont pas inclus dans les bilans des « sans filière d'évacuation ».

45

L'origine du tritium est radiogénique. Il provient de plusieurs réactions nucléaires entre des neutrons et des éléments légers (bore, lithium, azote, oxygène, argon), ou de la fission ternaire des noyaux lourds. Son devenir dépend de l'environnement immédiat (solide, liquide ou gazeux). Le tritium peut rester sous forme atomique dans les solides, être incorporé dans différentes phases cristallographiques hydrogénées ou bien apparaître en milieux gazeux ou liquides dans des molécules hydrogénées. Le tritium atomique, ou l'hydrogène tritié, diffusent très vite dans tous les milieux, même solides. Les molécules d'eau tritiée ont également un coefficient de diffusion élevé dans l'eau. Ainsi le tritium se trouve très vite dispersé dans la matière soumise à des flux de neutrons.

Le tritium est ensuite incorporé à la matière via des réactions chimiques et biochimiques mais aussi par échange isotopique. Il en est ainsi lorsqu'il y a des rejets de liquides ou de gaz tritiés dans l'environnement ou lorsqu'on prépare des molécules et des solides marqués. Dans le premier cas, tous les compartiments de l'environnement et de la biosphère sont rapidement concernés. Dans le second cas, l'utilisation de la matière volontairement marquée au tritium à des fins d'applications conduit à des déchets structurellement tritiés. Enfin la mesure du tritium nécessite souvent de l'incorporer à des liquides scintillants organiques qui sont des déchets.

Tous les rejets de tritium à l'état gazeux ou liquide sont contrôlés et soumis à autorisation.

⁷ Le tritium est un isotope radioactif de l'hydrogène, qui émet un rayonnement bêta (β^-) de faible énergie en se transformant en hélium 3 (^3He). Sa période radioactive est de 12,34 ans. Son activité massique est de $3,59 \cdot 10^{14}$ Bq/g.

Dans les chaînes d'exploitation de la matière tritiée, le tritium est confiné, aux rejets près, jusqu'à la production des colis de déchets. Dans l'environnement, il entre dans un cycle biogéochimique connu ; c'est-à-dire que les bilans des transferts entre l'atmosphère, la géosphère, les végétaux et les animaux sont connus sans toutefois que tous les mécanismes aient été établis. Il existe des modèles d'incorporation-élimination du tritium par l'homme qui permettent d'estimer la dose efficace qui lui est due. En raison de la très faible radiotoxicité de ce radionucléide, on estime qu'il n'y a pas d'effet sur la santé, dans les situations courantes. Il n'existe pas d'accumulation dans la matière vivante bien qu'une partie puisse en garder l'empreinte en raison des cinétiques très lentes de certaines réactions d'échange isotopique.

La loi de 2006 impose au CEA, à travers le décret PNGMDR du 16 avril 2008, d'établir avant la fin de 2008, un dossier sur les solutions d'entreposage des déchets tritiés relevant de ce mode de gestion, qu'il s'agisse de déchets produits ou à venir. Ce dossier doit aborder tous les aspects de sûreté, les échéances d'actions et les coûts. Le CEA a présenté à la Commission l'essentiel de ce dossier. La Commission doit évaluer les E&R qui le soutiennent.

L'inventaire des déchets tritiés purs et mixtes, la localisation des entreposages actuels, les caractéristiques des colis de déchets, notamment vis-à-vis du dégazage, sont connus. Les prévisions de production sont établies à plus de cinquante ans. Le projet d'entreposage du CEA obéit à plusieurs principes : « détritiation » des déchets très actifs avec récupération du tritium, tri et confection des colis chez les producteurs en fonction de la teneur en tritium et des autres radionucléides irradiants, taux de dégazage, colis compatibles avec 50 ans d'entreposage, rejets limités en tritium des entrepôts. A chacune des 6 catégories de déchets tritiés correspond un type d'entreposage caractérisé par les colis acceptables (inventaire, taux de dégazage par colis, rejet total), une capacité des modules et un statut d'installation (ICPE, INB).

46

Ce projet ne fait pas appel à des technologies innovantes pour lesquelles il eût été nécessaire de conduire des recherches particulières. La gestion des déchets tritiés telle qu'elle est pratiquée et telle que le CEA l'envisage, ne pose pas non plus de problème le long de la chaîne qui va de leur production à leur entreposage. Seul le dégazage des colis de déchets en entreposage mérite une attention particulière (taux de relâchement et mécanisme).

Compte tenu de la mobilité du tritium dans l'environnement, de la facilité avec laquelle il est détecté et de l'augmentation significative des quantités cumulées de tritium qui seront rejetées dans le futur, la Commission attire l'attention sur la nécessité de montrer que les mécanismes de marquage de l'environnement et d'incorporation par l'homme sont bien connus et que les aspects réglementaires sont cohérents avec les résultats scientifiques. Cela est nécessaire pour crédibiliser les options de gestion.

Il s'agit donc de poursuivre des recherches déjà engagées dans la communauté des radioprotectionnistes sur son comportement à différentes échelles d'espace, d'y intéresser les spécialistes d'autres disciplines et d'aller vers une recherche plus fondamentale. Les programmes nationaux ou internationaux visent plutôt une recherche opérationnelle.

L'eau tritiée est le principal vecteur dynamique du tritium naturel ou anthropogénique dans la nature. Le cycle biogéochimique de l'eau est bien compris. En revanche le passage de l'hydrogène tritié gazeux dans l'eau, qui se fait via une étape d'oxydation biochimique et non par échange isotopique direct, mériterait d'être mieux compris. Le sort du tritium véhiculé par les particules solides tritiées est à éclaircir. Les mécanismes qui conduisent à ce qu'il existe du tritium échangeable et du tritium non-échangeable avec l'eau, tant pour la matière organique végétale qu'animale, restent à éclaircir. D'une façon générale, il convient de se pencher sur les réactions d'échanges isotopiques, avec ou non effets isotopiques, dont les caractéristiques

cinétiques dépendent des concentrations locales, micro ou macroscopiques, des entités échangeant le tritium. Celles-ci sont différentes selon qu'il s'agit de rejets continus ou accidentels.

Les modèles qui sont utilisés pour les calculs de dose sont assez grossiers. Ils reposent sur l'hypothèse qu'il s'établit un équilibre isotopique simple (échange d'un unique atome d'hydrogène entre les entités impliquées et pas d'effet isotopique) dans tous les compartiments de l'environnement, ce qui est incertain. L'état des connaissances ne permet guère de les améliorer, autrement que par des facteurs correctifs empiriques, et de s'en tenir à des valeurs de dose enveloppe. Cela plaide en faveur des recherches évoquées ci-dessus.

♦ **Notes annexes**

▪ **Sources de tritium**

1 g de tritium a une activité de 360 TBq. Toutes les valeurs ci-dessous sont indicatives.

Il existe un fond environnemental en tritium, essentiellement sous forme d'eau tritiée (HTO) provenant de la production naturelle continue dans les hautes couches de l'atmosphère (environ 3,5 kg en stock permanent, production de 0,15 à 0,2 kg/an, 70 000 TBq/an), des injections dans l'atmosphère pendant 18 ans dès 1945, et massivement entre 1952 et 1963 lors des tirs nucléaires aériens (stock actuel de 40 kg à 90 % dans les océans). Toute l'eau du globe serait marquée même en l'absence des rejets actuels.

Les rejets proviennent de 3 sources d'inégales importances. Les réacteurs nucléaires rejettent le tritium produit hors des assemblages de combustible (réactions nucléaires sur le bore 10 (86 %) et le lithium 6 (14 %) du modérateur), essentiellement sous forme d'eau tritiée (entre 10 et 30 TBq/an par réacteur modéré à l'eau ordinaire et 100 à 500 TBq/an par réacteur modéré à l'eau lourde) et très peu de gaz tritiés (quelques %). Le tritium de fission ternaire reste dans les assemblages de combustible usé (production d'environ 30 TBq/an par tonne déchargée) sauf s'ils sont retraités. Le tritium est alors rejeté très majoritairement sous forme d'eau (6 TBq/an et par tonne traitée) et de gaz tritié (quelques %). Enfin les installations de production de tritium pour les besoins militaires (traitement des cibles de fabrication de tritium et purification isotopique) et de fabrication de molécules marquées rejettent moins de 360 TBq/an. La source anthropique principale reste le fonctionnement des réacteurs électronucléaires et le retraitement. Iter nécessitera 1,5 kg de tritium par an. Toutes les installations ont des autorisations de rejet annuel.

Les activités annuelles rejetées en France sont données dans le tableau ci-dessous :

	Eau tritiée liquide (PBq ⁸)	Gaz hydrogénés (TBq ⁹)
La Hague	12	70
Réacteurs	1	30
Centres CEA	0,02 a	700 b
a – surtout Marcoule défense, 99 %, b – surtout Marcoule défense et Valduc 85 %		

La norme de qualité des eaux de boisson en France est de 100 Bq/l (7800 Bq/l selon l'OMS).

⁸ Peta pour 10¹⁵ (SI).

⁹ Tera pour 10¹² (SI).

♦ **Déchets tritiés sans filière d'élimination**

Plusieurs inventaires ont été faits, notamment par l'Andra. Celui qui suit est le dernier en date. Les déchets des petits producteurs sont entreposés sur place (40 m³, 250 TBq). A Marcoule, on entrepose les déchets provenant de l'extraction du tritium des cibles irradiées dans le réacteur Célestin (510 m³, 200 TBq) et les déchets provenant de l'épuration de l'eau lourde (modérateur) très active en tritium (380 m³, 425 TBq). Les colis sont des cubes ou des cylindres en béton contenant des fûts avec liant en béton. A Valduc, il s'agit de matières en attente de traitement (100 m³, 2 200 TBq, en colis étanches en inox en ateliers), de déchets provenant de la purification du tritium peu dégazant (1 550 m³, 70 TBq) ou dégazant (600 m³, 1 000 TBq), de déchets d'uranium tritié (135 m³, 1 050 TBq) et de déchets divers (200 m³, 250 TBq). Les colis de déchets d'activité élevée sont en fûts métalliques et les autres sont en coque béton, tous dans des hangars. Enfin à Saclay, on entrepose dans des hangars des colis de déchets historiques (30 m³, 2 TBq, fûts ou béton). Au total il y a environ 3 000 m³ de déchets contenant 6 000 TBq de tritium, essentiellement sous forme solide (solides 98,7 %, liquide 0,78 %, gaz 0,55 %). Leur volume devrait doubler d'ici à 2020 à activité constante puis les volumes et activités devraient augmenter de façon plus ou moins continue (20 000 m³ et 25 PBq vers 2060).

♦ **6 catégories de déchets tritiés**

- ❖ Déchets tritiés de très faible activité (dégazage inférieur à 1 GBq/an/colis, rejet module 1 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés purs peu dégazant (dégazage inférieur à 1,3 GBq/an/colis, rejet module 20 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés purs dégazant, (dégazage inférieur à 20 GBq/an/colis, rejet module 140 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés uraniés (dégazage inférieur à 20 GBq/an/colis, rejet module 20 TBq/an)
- ❖ Déchets tritiés irradiant vie courte (dégazage inférieur à 2 GBq/an/colis, rejet module 100 TBq/an) ;
- ❖ Déchets tritiés d'Iter irradiant vie longue (dégazage inférieur à 10 GBq/an/colis, rejet module 35 TBq/an).

♦ **Déchets tritiés avec filière d'élimination**

Entre 1967 et 1982, on a immergé des colis de déchets tritiés (20 PBq). L'inventaire du CSM est de 1,3 PBq en tritium. La capacité radiologique du CSA est de 4 PBq ; il reçoit au cas par cas quelques colis permettant de respecter les limites des rejets et leurs modalités, très restrictives. Les déchets « graphites » contiennent de l'ordre de 4 PBq de tritium. Chaque colis de déchets MAVL CSD-C voué au stockage géologique profond renferme 20 TBq de tritium. Celui-ci provient du tritium produit dans le combustible (80 % par fission ternaire, 20 % par réactions neutroniques sur ⁶Li et ³He issus indirectement de la fission). Le Mid de 2005 prévoyait le dépôt de 40 000 colis (800 PBq) et de 1 250 colis de coques cimentées (10 PBq).

Annexe 11

DÉCHETS DU CEA

Le CEA produit des déchets radioactifs via ses activités de recherche pour le nucléaire civil (INB) et celles liées à la défense (INBS). Il est engagé dans un programme de reprise de déchets historiques variés sur tous ses sites, notamment l'assainissement/démantèlement de l'usine UP1 et des installations associées sur le site de Marcoule (INBS). Ce programme a été engagé bien avant la loi de 2006 laquelle fait désormais obligation aux producteurs de déchets de conditionner, d'ici à 2030, tous les déchets qu'ils auront produits avant 2015. L'inventaire détaillé des déchets du CEA en entreposage et de ceux dont la reprise est nécessaire, est connu ; il a été présenté pour partie à la Commission en 2008 en même temps que les perspectives de résorption des déchets non conditionnés (cf. rapport CNE n° 2, annexes p. 1). Ce travail engagé par le CEA est prévu pour être mené continûment jusqu'en 2035.

La Commission a été informée à plusieurs reprises des E&R conduites par le CEA sur la gestion de ses propres déchets et sur les pratiques opérationnelles utilisées pour fabriquer des colis de déchets. Ces colis seront destinés au stockage au CSFMA (Soulaines) ou à un entreposage d'attente avant l'ouverture de stockages dédiés aux déchets FAVL ou aux déchets MAVL/HAVL. Dans son rapport n° 2 de juin 2008, la Commission s'était interrogée sur l'optimisation de la gestion des déchets MAVL, autres que ceux issus du retraitement actuel, dont le CEA est un important producteur (environ 40 % de tous les colis MAVL). Elle a eu l'occasion cette année de revenir sur cette question, notamment pour les déchets du CEA-Marcoule, lors de sa visite de certaines installations dédiées au traitement des déchets bruts et à l'entreposage de colis situées sur les centres de Cadarache et de Marcoule (25 et 26 mars 2009).

49

La Commission a constaté l'ampleur des travaux de reprise des déchets en vrac ou pré-conditionnés, la qualité des conditionnements et/ou re-conditionnements, la qualité des entreposages ; elle a reçu l'assurance qu'un dialogue avait été ouvert avec l'Andra, au travers d'un groupe de travail, pour aller vers l'optimum de gestion souhaité. En particulier la définition de colis d'entreposage/stockage entre le CEA et l'Andra, en relation avec la reprise des fûts d'enrobés bitumineux de Marcoule, semble entrée dans une phase active.

▪ Déchets TFA et colis de déchets FMAVC

Ces déchets ne posent pas de problème, ni à Cadarache, ni à Marcoule, ni dans les autres centres. Le CEA n'en produit pas plus qu'il ne peut en évacuer vers le CSFMA. En 2008, 4 283 m³ ont été envoyés au CSFMA (dont 14 % provenant de la défense) et 10 381 t de déchets ont été envoyés au CTFA (dont 20 % provenant de la défense).

▪ Déchets MAVL issus de la reprise des colis de bitume

Le retraitement de combustible irradié dans l'usine UP1 et ses annexes a produit une grande quantité de fûts de boues bitumées ; ces colis de déchets ont été entreposés sur deux zones du site de Marcoule. Un premier procédé d'enrobage avait été mis en place en 1966 dans la station de traitement des effluents liquides (STEL) et a fonctionné jusqu'en 1986. Il a produit au total 54 000 colis dont 2 300 dits de « relargage » dans lesquels l'enrobage des boues a donné, dans les premières étapes du procédé, des solutions « relarguées », et par conséquent des colis dans

lesquels les radionucléides ne sont ni enrobés, ni bloqués. Toutefois ces fûts contenant des radionucléides susceptibles d'être dispersés sont peu actifs. Le procédé a été remplacé en 1987 par un procédé donnant des colis de boues bien enrobés.

Avant l'an 2000, il y avait sur la zone nord du site de Marcoule 6 000 fûts de bitume dans 35 des 170 fosses. A partir de 2000 et jusqu'en 2006, l'installation de reprise des fûts de bitume (ERFB) a permis d'extraire les fûts des 35 fosses. Ces fûts ont été radiologiquement contrôlés et caractérisés, puis reconditionnés dans des « sur-fûts » de 380 litres en inox et transportés dans des emballages spécifiques (emballages DC6) au sein de l'installation EIP (Entreposage intermédiaire polyvalent) destinée aux colis MAVL. A ce jour, la zone nord ne contient plus de fûts d'enrobés bitumineux. Par ailleurs 57 fosses ont été vidées et assainies. Il n'y a plus sur la zone nord de déchets radioactifs en vrac. Les déchets restant sont en conteneurs, mais non immobilisés, dans 35 fosses, 3 pour des déchets HA, 16 pour des déchets de la STEL et 16 pour des déchets de dégâinage du combustible UNGG (1 640 t de magnésium métal). Toutes les autres fosses sont vides.

Avant 2007, il y avait sur la zone sud du site de Marcoule 54 000 fûts de bitume dans 14 casemates. Les fûts de relargage sont dans les casemates 1 à 9 avec d'autres fûts normaux. Les opérations de reprise des fûts de la zone sud ont débuté en mars 2007 dans les casemates 1 et 2. A la fin d'octobre 2008, 700 fûts de bitume et 125 fûts de relargage avaient été repris dans les mêmes conditions que pour la zone nord (ERFB bis) et transférés à l'EIP. Des aménagements sont en cours de réalisation pour la reprise en priorité des fûts de relargage dans l'ensemble des 9 casemates. Pour l'instant, le programme de reprise pilote porte sur les 11 200 fûts de bitume des casemates 1 et 2.

Les colis en entreposage à l'EIP sont désormais bien identifiés.

50

Pour aller plus loin dans la reprise des fûts de bitume des autres casemates et l'évacuation de tous les fûts en stockage géologique, plusieurs problèmes se posent. Le CEA souhaite évacuer une partie des fûts vers le stockage FAVL et l'autre vers le stockage MAVL/HAVL. Une faible partie ira au CSFMA, comme les colis de bitume faits après 1995. Dans les deux cas, un choix rapide des colis de stockage optimiserait la gestion des fûts de bitume car cela éviterait, éventuellement, des conditionnements successifs. Ce n'est pas simple. La gestion des fûts de bitume de Marcoule est l'exemple d'une gestion difficile.

▪ **Stockage en sub-surface avec des colis de déchets FAVL**

Le CEA pensait envoyer 50 % des fûts bitumes de Marcoule au CSFMA sur la base de leur activité alpha à 300 ans et de leurs débits de dose. Les démarches ont commencé en 1993. En février 2006, après une analyse de sûreté, l'Andra a refusé de reprendre 32 000 colis en inox mis dans 6 000 conteneurs CBFK (colis provenant de la zone nord et des 8 premières casemates). Les scénarios de l'analyse de sûreté ont été contestés par le CEA. L'Andra a émis des restrictions sur la caractérisation des colis et la qualification des enrobés. Le CEA dispose d'une base de données, dite STEL, établie en 1984 et revue en 1990 et 1998 ; il a établi en parallèle en 2000 des dossiers « historiques » du retraitement de Marcoule et de la chronologie des événements. Ces données ont été complétées depuis 2000 lors des reprises des fûts de la zone nord par des analyses destructives (300 prises donnant lieu chacune à 40 analyses). La connaissance du comportement des bitumes sous rayonnements (radiolyse) a connu de réelles avancées ces dernières années ; la Commission en a rendu compte (cf. rapport n° 2).

A la demande du CEA, l'Andra étudie depuis octobre 2006 la faisabilité d'inclure dans le modèle d'inventaire du stockage FAVL 40 000 colis de bitume de Marcoule parmi les moins actifs (débit de dose inférieur à 60 mGy/h). Il s'agit des 6 000 fûts inox de la zone nord et de 34 000 fûts de la zone sud, dont une faible partie est actuellement reconditionnée en fûts inox. Le volume à stocker serait de 30 000 à 50 000 m³ selon le colisage de stockage retenu. En effet les colis de stockage pourraient être du type CBFK contenant 4 ou 5 fûts inox ou bien des colis de type MAVL avec 4 fûts de bitumes d'origine (non repris en colis inox). Le colis CBFK envisagé serait du même type que celui qui est déjà fabriqué dans l'atelier CDS pour les déchets FMAVC. La mise en stockage directe des fûts de bitume éviterait certes la mise en « sur-fûts » mais la décision est liée à l'aboutissement des études entreprises par le CEA et l'Andra d'ici à 2011.

Les activités « enveloppes » des colis à stocker seraient les suivantes : activité $\beta\gamma$ de 4 600 TBq, activité α de 125 TBq à 300 ans en 2013, avec une activité inférieure ou égale à 10,72 GBq/fût, au terme de la surveillance du stockage de 300 ans (supposée être la même pour un stockage FAVL-SCR¹⁰ que pour un stockage de surface. Des incertitudes demeurent sur les inventaires radiologiques et chimiques, sur l'évolution des sels et complexants organiques non enrobés et sur le comportement des enrobés bitumineux à long terme en situation de stockage à faible profondeur. Elles devraient être levées en 2009 et 2010 pour s'assurer de la compatibilité des colis de déchets de stockage avec un concept de stockage (SCR ou SCI¹¹) et un site. Dans l'état actuel, ces incertitudes ne facilitent pas le dialogue entre l'Andra et le CEA. Ce n'est qu'en 2011, lorsqu'un site de stockage FAVL aura été retenu, que l'analyse de sûreté pourra être réellement conduite, et que la décision sera prise.

▪ Stockage en profondeur avec les déchets MAVL

La question qui se pose est de savoir si les fûts de bitume devant aller au stockage en profondeur ne pourraient pas être mis directement en conteneur de stockage, puis entreposés dans une installation d'attente d'expédition (IAE). Cela éviterait la mise en « sur-fûts ». Une étude est en cours.

▪ Situation des déchets MAVL au CEA

Il existe sur tous les centres du CEA, 8 840 m³ de colis entreposés, 7 618 m³ de colis pré-conditionnés et 4 817 m³ de déchets non conditionnés. Sur ce total de 21 275 m³ la part provenant de la défense est de 21 % et celle du CEA civil de 46 % ; le reste revient à d'autres producteurs.

Le bitume est une matrice en voie de disparition. Une reprise limitée des boues de la STE2 issues de UP2 400 a eu lieu à la Hague en début 2002 (340 colis du silo 14). L'ASN souhaite l'arrêt de cette pratique. Les boues seront probablement cimentées.

La Commission prend acte que le CEA et l'Andra cherchent à optimiser la gestion des déchets anciens MAVL, en particulier des 60 000 fûts de bitumes de Marcoule. Elle renouvelle néanmoins la recommandation générale qu'elle avait faite l'année dernière sur la gestion optimisée de tous les déchets MAVL, compte tenu des importantes quantités encore à conditionner ou à reprendre qui existent chez tous les producteurs de déchets. Cette démarche demande une caractérisation complémentaire des déchets, voire des recherches complémentaires sur leurs conditionnements,

¹⁰ Stockage sous couverture remaniée.

¹¹ Stockage sous couverture intacte.

qu'il convient d'identifier au plus tôt pour que les dossiers de connaissances et les Mid des stockages soient établis en temps voulu dans le respect de la loi.

▪ **Autres déchets du CEA**

A Marcoule il y a 12 300 m³ de terres et gravats.

A Pierrelatte (INBS), il y a :

- dans « la butte » : 760 t de barrières de diffusion et 46 m³ de déchets technologiques TFA, 14 000 m³ de fluorine et 55 m³ de boue de chrome ;
- dans 12 fosses : 260 m³ de gravats mal caractérisés.

A Valduc (INBS), tous les déchets en entreposage ont une filière d'évacuation. Sur les 10 % de déchets MAVL, la moitié sera incinérée et l'autre moitié entreposée à Marcoule ; 90 % des déchets FMAVC tritiés iront au CSMA après décroissance.

Annexe 12

E&R EN SÉPARATION

Les enseignements des scénarios étudiés par le CEA, EDF et AREVA, pour ce qui concerne la séparation-conversion des actinides mineurs montrent que, pour tirer pleinement bénéfice de la transmutation, il faut des procédés très performants (évalués à moins de 0,1 % de pertes pour l'étape d'extraction) et transmuter l'américium. Cela conduit à rechercher en priorité la séparation-conversion. Cet objectif implique aussi d'utiliser des procédés hydrochimiques dont l'efficacité peut être *a priori* très élevée.

Le CEA considère que les procédés de séparation-conversion doivent être adaptables aux modes de transmutation qui apparaîtront possibles. Cette flexibilité conduit le CEA à étudier en parallèle trois procédés qui s'appliqueraient à la solution de dissolution du combustible usé :

- ❖ en aval des procédés Purex ou Coex, un enchaînement des procédés Diamex et Sanex qui permettrait de séparer individuellement l'américium et le curium ;
- ❖ un procédé qui extrairait l'américium seul (Exam) ;
- ❖ le procédé Ganex séparant l'uranium d'une part et les autres actinides mineurs d'autre part.

La possibilité de mise en œuvre industrielle a conduit le CEA à lancer un programme de « consolidation des procédés ».

A. E&R EN SÉPARATION

▪ Avancées de Diamex-Sanex

Le procédé Diamex1-Sanex, testé avec succès en 2006 pour séparer ensemble américium et curium, pourrait être amélioré et simplifié (cf. rapport n° 2, tome 2, annexes techniques, p. 56). En particulier, le diamide TOGDA permet d'extraire les éléments trivalents mieux que le DMDOHEMA, et de ce fait les lanthanides sont maintenus en phase organique pendant l'étape de dés-extraction des actinides, vers pH2. On évite ainsi d'utiliser deux extractants. Toutefois cette simplification a des contreparties.

En 2008, le CEA a testé un schéma de procédé Diamex1-Sanex/TOGDA à partir d'une solution d'américium simulant, pour ce qui concerne les produits de fission, un raffinat Purex. Des batteries de mélangeurs-décanteurs (partage dynamique) étaient utilisées. Les résultats sont conformes aux valeurs des coefficients de partage des éléments obtenus, pour le système biphasé statique correspondant, et au nombre d'étages de batteries utilisées. Une proportion de 96 % d'américium a été séparée avec quelques % de lanthanides. Le point délicat de ce procédé est le contrôle et le maintien à la valeur 2,1 du pH de la solution de dés-extraction des actinides. Un essai dans Atalante en utilisant une solution représentative du raffinat Purex a eu lieu au début de 2009. L'analyse des données est en cours.

▪ Avancées de Ganex

La première étape du procédé Ganex, appliquée à une solution de dissolution de combustible usé UOX3 (70 GWj/t) avec le malonamide DEHiBA, a été testée dans Atalante en juin 2008. Cet extractant résiste bien à la radiolyse et à l'hydrolyse. L'essai a porté sur 3,2 litres de solution ; il a duré 68 h et a été concluant, tant pour l'hydrodynamique du système dans les batteries de mélangeurs-décanteurs que pour la récupération de l'uranium (99,97 %), avec de bons facteurs de décontamination de cet élément vis-à-vis de certains produits de fission (supérieurs à 10^4). Pour le plutonium, le neptunium et le technétium, les facteurs de décontamination sont très inférieurs.

La deuxième étape de Ganex, c'est-à-dire l'extraction-dés extraction groupée du plutonium et des actinides mineurs en adaptant le procédé Diamex1-Sanex/ DMDOHEMA-HDEHP, doit être testée début 2009 sur le raffinat obtenu dans la première étape. L'essai ne prévoit pas la séparation des extractants. Plusieurs problèmes existent. Des produits de fission qu'il faut dés extraire sont extraits avec les actinides, ceci semble résolu, par exemple, cas du molybdène et du ruthénium avec l'acide citrique à pH égal à 3. La dés extraction des actinides à pH 3 nécessite d'utiliser une phase aqueuse complexante, mais aussi réductrice vis-à-vis du neptunium-VI et du plutonium-IV présents dans la phase organique. Des tests préliminaires sont en cours pour préciser sa composition (mélange de HEDTA, d'acide citrique et d'hydroxyurée). Enfin, la dés extraction des derniers produits de fission, lanthanides, yttrium et zirconium, avant de recycler la phase organique est également à l'étude (solution d'acide nitrique, de TEGDA et d'acide oxalique). Le CEA envisage d'avoir terminé les expériences fin 2009.

▪ E&R programmées

Les autres essais actuellement programmés pour 2009 et 2010 concernent l'étude de l'endurance du procédé Diamex1-Sanex/TEGDA sous radiolyse et sa mise en œuvre avec des colonnes « couette », l'étude du procédé Diamex Sanex/DMDOHEMA-HDEHP avec séparation des extractants (essai en actif au 3^{ème} trimestre 2009 ou en 2010) et l'extraction de l'américium seul en aval de Purex (essai à échelle réduite en actif en 2010)

En vue des deux derniers essais, le CEA conduit des expériences préparatoires. En octobre 2008, un essai en inactif du procédé Diamex1-Sanex/DMDOHEMA-HDEHP a eu lieu pour tester la stabilité hydrodynamique des flux et la séparation des extractants. Les difficultés pour obtenir l'américium seul dépendent de la solution aqueuse de départ, selon qu'il s'agit d'un raffinat du procédé Purex, du procédé Diamex1 ou d'une solution d'américium et de curium résultant du procédé Sanex. Dans ce dernier cas, la DMDOHEMA a déjà été utilisée en 2002 pour séparer l'américium du curium. L'essai de 2010 est prévu en aval du procédé Diamex Sanex/DMDOHEMA-HDEHP (sans séparation des extractants), en utilisant la DMDOHEMA et le complexant TEGDA en phase aqueuse pour augmenter l'efficacité de la séparation (réduction du nombre d'étages de la batterie de mélangeurs décanteurs). Début 2009, un essai du procédé sur solution simulée doit avoir lieu dans G1. Enfin, le CEA conduit des essais de concentration des éléments des solutions aqueuses de départ (diminution du volume de 15 à 20 %) pour diminuer globalement les volumes à mettre en œuvre dans les procédés. Ces essais permettront de s'assurer qu'il n'y a pas de précipitation de composés entraînant les actinides mineurs, point important pour établir les bilans de transmutation.

En résumé, le CEA s'est fixé de conduire des essais :

- ❖ en 2008 sur des solutions de haute activité pour le procédé Ganex (1^{er} et 2^{ème} cycles) ;
- ❖ en 2009 sur les procédés Diamex-Sanex/TOGDA et Diamex-Sanex avec séparation des extractants, les deux conduits en un seul cycle ;
- ❖ en 2010 sur la récupération de l'américium seul en aval de Purex ;
- ❖ d'ici à fin 2012 sur la récupération de l'américium seul à partir de solutions de haute activité.

▪ **Avancées vers l'industrialisation**

Le programme « Consolidation des procédés » vise à développer les méthodes et les outils qui permettront de passer des procédés de séparation poussée validés à petite échelle (1/1 000ème) à un stade industriel. Les enjeux sont la synthèse des réactifs en grande quantité, la tenue et la régénération des solvants, la gestion des effluents organiques et aqueux, les tests hydrodynamiques pour choisir les systèmes biphasés de séparation et les appareillages les mieux adaptés pour les mettre en œuvre (mélangeurs-décanteurs, colonnes, extracteurs centrifuges), et enfin la concentration des solutions aqueuses afin de les adapter à la co-conversion et à la vitrification. Il s'agit aussi du contrôle en ligne des procédés et leur modélisation. Tous ces points sont familiers au CEA. Un effort expérimental important porte sur la gestion des nouveaux effluents organiques ou aqueux (par rapport à ceux du procédé Purex). La modélisation des procédés, c'est-à-dire, en fait, la simulation des opérations de séparation poussée, est calquée sur la structure du code Parex qui simule le procédé Purex.

En résumé, le CEA s'est fixé de conduire des essais :

- ❖ en 2011 sur la fabrication optimisée de diamides ;
- ❖ en 2011 sur la gestion des effluents des procédés ;
- ❖ d'ici à 2012 sur l'adaptation du code Parex aux procédés Diamex, Sanex et Exam.

▪ **Conclusion**

Le CEA a entamé les expériences de mise au point de plusieurs procédés de séparation. Ces procédés sont adaptables aux possibilités de transmutation en RNR qui apparaîtront dans le futur. Cette approche progressive devrait aboutir fin 2012. Tous les essais reposent sur une méthode commune (mesures préliminaires, essais inactifs, essais sur des solutions simulées) débouchant sur des tests mettant en jeu des solutions et des appareillages représentatifs des conditions industrielles. Tous les procédés étudiés comportent des opérations unitaires communes (extraction des éléments, lavage des phases, dés extraction des éléments, régénération des solvants, etc.) et sont fondés sur l'utilisation d'un minimum de réactifs chimiques, qu'il s'agisse d'extractants, de complexants ou de réactifs tampons du pH des phases aqueuses. Cela confère aux E&R la flexibilité nécessaire, en cohérence avec l'objectif que le CEA s'est fixé. Tout ou partie des E&R du CEA sont intégrées dans les programmes du 7^{ème} PCRD Euratom. La démarche progressive du CEA consiste, après avoir étudié la séparation de tous les actinides mineurs à envisager celle de l'américium seul car sa transmutation apparaît une première étape réaliste au plan industriel. La séparation du curium pourrait ensuite éventuellement être regardée car sa transmutation améliorerait d'un facteur 200 l'inventaire de radiotoxicité des déchets HAVL actuels.

B. ACTUALISATION DES E&R À L'ÉTRANGER

Trois pays s'intéressent à la séparation poussée :

- ❖ Les USA pourraient dans une première étape (2020-2050) retraiter tout ou partie de leur combustible usé (procédé Coex), réutiliser l'uranium et le plutonium dans leurs réacteurs à neutrons thermiques et stocker les déchets à Yucca Mountain. Dans une seconde étape (2050-2100), ils pourraient transmuter les actinides mineurs dans des RNR dédiés. Pour préparer la transmutation, deux procédés sont étudiés. Le premier (Urex+1A) est équivalent à Ganex : séparation de l'uranium (Urex ou premier cycle de Ganex), puis séparation du césium et du strontium, enfin séparation du plutonium et des actinides mineurs (Truex et Talspeak ou deuxième cycle de Ganex). Le second (Urex+3A) équivaut à Coex plus Diamex-Sanex : séparation de l'uranium et du plutonium (Urex ou Coex) et séparation des actinides mineurs (Truex et Talspeak ou Diamex-Sanex). Les procédés Truex et Talspeak sont bien connus aux USA. Le procédé Urex+3A a l'avantage de conduire directement au Mox et à des combustibles de transmutation pour RNR dédiés. Des appels d'offres internationaux ont été lancés par le DOE pour étudier ces procédés.
- ❖ Le Japon, qui brûle déjà le Mox, vise la transmutation des actinides mineurs, actuellement en mode homogène, pour laquelle il développe le procédé Next : séparation de l'uranium par cristallisation, séparation groupée de l'uranium, du plutonium et du neptunium par Purex, enfin séparation de l'américium et du curium par chromatographie sur résine. La préparation du combustible de transmutation se fait par mélanges appropriés des éléments ou groupes d'éléments séparés.
- ❖ La Russie affiche une politique de recyclage de l'uranium et du plutonium en RNR (après 2025 ?), mais n'a pas de programme clair de transmutation. Pour une future usine de retraitement du combustible usé actuellement en entreposage, elle développe un procédé de séparation conjointe de l'uranium et du plutonium pour préparer du Mox, et à titre optionnel pour séparer les actinides mineurs. La majeure partie de l'uranium serait séparée par transformation de l'UOX en nitrate d'uranium-VI solide (attaque par un mélange gazeux approprié), suivie d'une dissolution puis d'une cristallisation. L'uranium restant et le plutonium seraient extraits par le procédé Purex. Il s'agit d'un procédé global équivalent à Coex. La Russie développe aussi, pour traiter le combustible UOX usé, le procédé pyrochimique DDP (Dry Dimitrovgrad Process) conduisant à un combustible Mox vibro-compacté. Ce procédé ne permet de séparer ni l'américium, ni le curium.

♦ Notes

TOGDA - TetraOctylGlycolDiAmide

DEHiBA - DiEthylHexylisoButylAmide

DTPA - Acide DiéthylèneTriaminePentaAcétique

HEDTA - Acide HexylÉthylèneDiamineTriAcétique

TEGDA - TetraEthylGlycolDiAmide

Acide oxalique - Acide ethanedioïque, HOOC-COOH

Acide glycolique - Acide hydroxyacétique, HO-CO-CH₂-OH

Acide citrique - Acide-3-carboxyl-3-hydroxypentanedioïque, HOOC-CH₂-C(OH)(COOH)-CH₂COOH

Acide malonique - Acide 1,3 propanedioïque, HOOC-CH₂-COOH

Hydroxyurée - Arbamoylhydroxylamine, H₂N-CO-NHOH

Annexe 13

E&R SUR LA TRANSMUTATION

A. CONTEXTE

La Commission attend les conclusions du programme d'études de scénarios pour lequel le CEA, EDF et Areva se sont associés. Ces études sont essentielles pour la problématique de la gestion des déchets radioactifs. Cette question est toujours considérée comme préoccupante ; en outre, à force de prudence, on pourrait bien voir arriver sur le marché international des solutions et des acteurs inattendus.

Les produits de la fission nucléaire en réacteur sont, par ordre de radiotoxicité décroissante, le plutonium, les actinides mineurs et les produits de fission et d'activation. Le plutonium est d'ores et déjà monorecyclé dans le combustible Mox. Le combustible Mox utilisé constitue la réserve de plutonium pour le déploiement des RNR. On sait que la teneur en plutonium et en actinides mineurs du combustible irradié croît avec le taux de combustion en réacteur.

Les actinides mineurs paraissent devoir être remarquablement isolés et confinés dans les argilites (milieu réducteur) du Callovo-Oxfordien de Meuse/Haute-Marne où ils seront très peu mobiles, même sous forme colloïdale. Mais un tel site est rare. C'est pourquoi il est important d'évaluer les conséquences de la séparation-transmutation sur le stockage géologique.

La transmutation des produits de fission n'est pas l'objet de recherches car leur contribution à l'inventaire radiotoxique des déchets diminue fortement passé 500-600 ans. De même la reprise des verres actuels n'est pas envisagée. Sur l'ensemble du programme engagé (c'est-à-dire au moins pendant toute la durée de fonctionnement de l'usine actuelle de retraitement de la Hague), les verres produits demeureront chargés d'actinides mineurs et de produits de fission. À aucun moment (même pendant la période de réversibilité du stockage), il n'est prévu de « reprendre » ces verres, c'est-à-dire d'en extraire tel ou tel produit radioactif que l'on saurait alors transmuter.

Les travaux actuels sont donc consacrés à la transmutation des seuls actinides mineurs : lesquels, à quel coût ou détriment et pour quel bénéfice ? Quels seraient les impacts de la transmutation sur le fonctionnement d'un parc nucléaire futur, sur l'emprise et la sûreté du stockage souterrain, sur les temps et conditions d'entreposage ?

Dans un parc de RNR à l'équilibre, le recyclage des actinides mineurs réduirait d'un facteur 200 l'inventaire de radiotoxicité des déchets, comparé à celui du combustible UOX utilisé (ce chiffre tombe à 20 avec le recyclage du seul américium). Sur un plan théorique, un spectre de neutrons rapides, indispensable pour que la fission l'emporte sur la capture (le phénomène responsable de la production d'actinides mineurs), améliore aussi le bilan neutronique et accroît d'un ordre de grandeur les flux dans le réacteur. Pourtant, même en spectre rapide, les probabilités de fission restent médiocres. C'est pourquoi la transmutation des déchets implique nécessairement des inventaires totaux (cycle et réacteurs) élevés en plutonium (c'est le cas également sans transmutation) et en actinides mineurs.

Concernant la nature des éléments à transmuter, la très longue période du neptunium confère peu d'intérêt au recyclage du neptunium, qui réduirait peu la radiotoxicité à long terme et la thermique des déchets. Si cependant on souhaitait le recycler, on sait, sur la base d'essais

réalisés en 2005 à Atalante, que sa séparation est aisée. Par contre, le curium introduit des difficultés en termes de sûreté, de thermique et d'émissions de neutrons. Les efforts portent donc aujourd'hui, en priorité, sur le recyclage de l'américium.

Une étude particulière du CEA a porté sur le devenir du curium. Après 4 ans de refroidissement, une tonne de combustible UOX irradié contient 83 g de ^{244}Cm (soit une source de 250 TBq et 234 W, qui émet 10^9 neutrons par seconde). Il serait donc pénalisant d'incinérer le curium en réacteur. Son entreposage (sous forme d'oxyde et sous eau) présente aussi un certain nombre de difficultés. Les effets d'auto-irradiation dans les verres nucléaires, certes importants, tendent plutôt à stabiliser ceux-ci, et la production d'hélium ne paraît pas avoir d'effet sur leur structure macroscopique. En conclusion et sous réserve d'études plus approfondies, le stockage dans le verre pourrait rester préférable pour le curium.

L'option des couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM), dans laquelle les actinides mineurs sont dispersés sur une matrice UO_2 dans les couvertures radiales du réacteur présente un triple avantage : les actinides mineurs à incinérer sont physiquement éloignés du cœur électrogène du réacteur ; ils sont irradiés sur un cycle beaucoup plus long (une dizaine d'années) que celui des ADS, ce qui réduit leur manipulation ; enfin au cours du traitement, les combustibles de ces couvertures pourraient suivre le flux des assemblages standards.

B. MOYENS POUR LA TRANSMUTATION

▪ Les réacteurs d'irradiation

58

Nous décrivons la situation qui est celle à la mise hors service de Phenix (Mars 2009).

Au Japon, la remise en état du réacteur rapide Joyo est soumise à une analyse préalable d'intérêt. Le réacteur rapide Monju qui doit redémarrer fin 2009, ne sera pas équipé avant 2015 de capsules d'irradiation pour qualifier les combustibles des prototypes de RNR (Japon, USA, France). En outre, les procédures de sûreté particulières au Japon compliquent l'installation de dispositifs d'irradiation dans les réacteurs et les procédures d'harmonisation semblent très lentes.

En Russie, le réacteur rapide Bor 60 resterait en fonctionnement jusqu'en 2011 avec les autorisations actuelles, mais pourrait théoriquement être prolongé jusqu'en 2015. Il pourrait ensuite être remplacé par un réacteur RNR au Pb-Bi (75 MWth) ; aucune décision n'est prise actuellement concernant l'arrêt de Bor 60 et son éventuel remplacement. Seul BN 600, réacteur rapide électrogène, peut dans l'immédiat permettre des E&R de tenue de gaine.

En Inde, le réacteur rapide, tête de série PFBR, actuellement en construction et d'une puissance de 500 MWe, devrait être raccordé au réseau en 2010, sans qu'aucune perspective d'irradiation dans ce réacteur n'ait encore été ouverte.

Le réacteur Jules Horowitz dont l'objectif est de satisfaire aux besoins d'études à long terme en technologie pour la fission, a été présenté pour la première fois à la Commission. Seule grande infrastructure de recherche labellisée par l'Union européenne dans le domaine de la fission, sa construction à Cadarache a été financée (500 M€ en 2005) par un consortium international, comportant Areva (10 %) et EDF (20 %). Le CEA en est le propriétaire, le maître d'ouvrage et l'exploitant nucléaire. D'une puissance de 100 MWth (son combustible est enrichi à 27 % en ^{235}U), il est prévu qu'il fonctionne de 2014 à 2065. Il a l'avantage d'offrir un flux élevé de neutrons rapides (10^{15} neutrons.cm⁻².s⁻¹ à une énergie supérieure à 100 keV) mais sur une région très

limitée du réacteur. Il devrait aussi pouvoir assurer la production de 25% de la demande européenne en radionucléides médicaux. Avec sa mise en service et celles éventuelles de Myrrha (vers 2018 à Mol) et de Pallas à Petten, la situation européenne pour des expériences portant sur la conception de combustibles et le vieillissement des matériaux sera améliorée.

Les collaborations internationales d'ores et déjà établies sur la mise au point du combustible d'un réacteur rapide, chargé ou non d'actinides mineurs se heurtent à ce manque de moyens d'irradiation en spectre rapide. Par exemple, la collaboration Gacid (entre la France, les Etats-Unis et le Japon) sur le recyclage homogène des actinides mineurs ne prévoit pas d'irradiation en réacteur avant 2025 (un assemblage dans Astrid ou dans Monju) ; l'expérience de transmutation en mode hétérogène par CCAM ne pourra avoir lieu qu'en 2015 (Monju) ou après 2020 (Astrid).

▪ **Le recyclage homogène des actinides mineurs**

Le retour d'expériences d'irradiations (Superfact sur Phenix, Am-1 sur Joyo) donne accès à la redistribution des actinides mineurs dans le combustible irradié. Il reste à apprécier l'ampleur de la corrosion interne par réaction chimique avec la gaine à fort taux de combustion.

Une collaboration du CEA avec les USA, notamment pour irradiations dans le réacteur ATR permettra de tester des aiguilles de combustible chargé d'actinides mineurs à des taux de combustion élevés. Dans le cadre du forum international GEN-IV, le programme Gacid qui implique la France, le Japon et les Etats-Unis, a pour thème la démonstration de faisabilité quasi-industrielle du recyclage homogène des actinides mineurs. Ceux-ci seraient fournis par les Etats-Unis, le combustible serait fabriqué en France et les irradiations auraient lieu dans le réacteur rapide Monju. A l'horizon 2020-2025, on prévoit de coupler les 3 opérations de fabrication, d'irradiation (Monju ou Astrid) et de séparation groupée d'un assemblage contenant les trois actinides mineurs.

59

Un autre projet rassemble les Etats-Unis, la France, le Japon, la Corée et l'Union européenne : c'est le projet « Advanced Fuels ». Il recherche le meilleur combustible (à la fois matériau fissile, matériau de gaine et tube hexagonal) pour des taux de combustion élevés et de très fortes doses. En plus des combustibles à l'oxyde, au nitrure et au métal, la France a fait ajouter le carbure qu'elle évalue pour Astrid ; les propriétés des aciers martensitiques et des ODS seront également comparées. La comparaison portera aussi sur d'éventuels combustibles chargés d'actinides mineurs. Ces travaux tiennent essentiellement à ce que l'on sait encore peu de choses (sauf peut-être au Japon) sur la fabrication de combustibles chargés en actinides mineurs à base de nitrure ou de carbure.

▪ **Le recyclage hétérogène**

Dans une première option, les actinides mineurs seraient, dans le cœur du réacteur, dispersés dans une matrice inerte (dont la référence est MgO) et peuvent (ou non) être multi-recyclés. Des résultats (taux d'américium fissionné, transformations microstructurales et mécaniques) ont déjà été obtenus à partir d'irradiations de telles cibles dans Phenix (cible à 17 % d'oxyde d'américium en spectre localement modéré) ou dans le réacteur rapide russe Bor-60 (cible de forte porosité à 40 % de PuO₂) et valident les choix.

La seconde option, celle des couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM) dans laquelle les actinides mineurs (à une teneur élevée pouvant atteindre 20 %) sont dispersés dans une matrice d'oxyde d'uranium en périphérie du cœur, retient particulièrement l'intérêt aujourd'hui. On

prévoit des consommations d'actinides mineurs atteignant la dizaine de kg/TWhe sur des temps de séjour en réacteur d'une dizaine d'années. L'intérêt se fonde sur une plus grande similitude des assemblages avec ceux du combustible standard d'où l'opportunité de les traiter ensemble, et sur le fait de ne pas affecter la sûreté du cœur. Un programme d'irradiations en spectre thermique (sur HFR et OSIRIS) est lancé et des irradiations dans Phenix sont réexaminées. Il n'en demeure pas moins indispensable de connaître le comportement des assemblages en conditions représentatives.

Le projet ESFR (European Sodium Fast Reactor - 7^{ème} PCRD, 26 organismes, contribution de l'UE : 5.8 M€) lancé en janvier 2009 représente la contribution de l'Europe au programme GEN-IV pour la filière RNR-Na. L'architecture du réacteur, la sûreté et le combustible se partagent le programme. Des études d'optimisation de cœurs à combustible oxyde, mais aussi carbure, seront étendues à l'impact du recyclage des actinides mineurs sur les caractéristiques du cœur. Elles intègrent aussi la fabrication et la détermination des propriétés physiques de combustibles chargés en actinides mineurs (oxyde, carbure, nitrure) ; pour le carbure et le nitrure, les connaissances doivent être amenées au niveau de celles sur l'oxyde. Des mesures de propriétés physiques sont également prévues sur des échantillons représentatifs du mode de recyclage hétérogène, sur support UO₂.

▪ **Simulation**

La qualification de combustibles passe par le développement de codes simulant le comportement sous irradiation de l'aiguille combustible, en s'appuyant sur des modèles physico-chimiques et une large base de données constituée des résultats d'irradiation d'environ 5 000 aiguilles dans Phenix, Superphenix et Rapsodie. Leur intégration est en cours dans la plate-forme Pleiades développée en collaboration avec EDF. Elle sera adaptée à des combustibles chargés en actinides mineurs.

La modélisation qui vient en support de la compréhension des phénomènes physiques a permis de réaliser l'analyse thermique, mécanique et thermo-hydraulique d'un concept d'élément combustible, chargé à 20 % d'actinides mineurs, pour les CCAM. La Commission a entendu des exposés très convaincants sur l'apport de la simulation à la problématique du gonflement dû à l'hélium dont les modèles classiques ne rendaient pas compte jusqu'ici.

▪ **Fabrication du combustible.**

Les teneurs considérées en actinides mineurs varient de 2 % (recyclage homogène) à 20 % (CCAM) et pourraient dépasser 50 % dans le cas des ADS. Une teneur de 10 % en actinides mineurs multiplie la puissance thermique par 7 comparée au combustible Mox, et l'émission neutronique par 500. Il semble que les effets thermiques et les risques de criticité soient gérables. Pour fabriquer les pastilles et les aiguilles, il sera nécessaire d'opérer en chaîne blindée et d'automatiser toutes les phases de fabrication et de contrôle. L'adaptation de la co-conversion à une échelle industrielle, les contraintes de protection radiologique et l'introduction de la robotique à un niveau très supérieur au niveau actuel, devront être examinées et évaluées soigneusement.

La manipulation des assemblages irradiés sera rendue compliquée par une puissance thermique résiduelle accrue et la température des assemblages et aiguilles aura des conséquences sur les durées de refroidissement. La nécessité d'une optimisation des différents postes de manutention apparaît déjà pour le prototype du futur SFR.

▪ Conclusion

Le CEA a retenu une démarche commune de développement pour tous les combustibles, avec et sans actinides mineurs. Il dispose d'importantes installations de conception, de fabrication (Atalante, LEFCA, LECA) et des moyens d'examen post-irradiatoire.

La disponibilité de moyens d'irradiation pose problème et pour des expériences à courte échéance sur les réacteurs rapides japonais, la situation apparaît particulièrement difficile. Joyo a subi en juin 2007 un accident de manutention et son redémarrage n'est pas prévu avant 2011 ; Monju a rencontré des problèmes de corrosion et de tuyauterie sur ses circuits primaire et secondaire ; il ne pourra atteindre sa pleine puissance avant 2010. Dans ces conditions, le prototype Astrid, dès sa mise en service, aura un rôle majeur d'outil d'irradiations pour démontrer la transmutation des actinides mineurs comme le demande la loi de 2006.

La Commission a apprécié l'effort qui est fait par les équipes du CEA, en s'appuyant sur des modèles physiques, pour transposer, autant que faire se peut, les résultats qui pourraient être acquis dans des réacteurs thermiques comme HFR, Osiris (en fin de vie) ou ATR (réacteur américain très âgé), à ce que pourraient être les résultats d'irradiation en spectre rapide. L'irradiation en spectre thermique de combustibles chargés en actinides mineurs est consacrée au choix de microstructures, gonflement, au relâchement d'hélium, aux transitoires de puissance. Mais il paraît difficile de se passer de neutrons rapides pour valider le comportement du combustible en conditions représentatives (historique de puissance, rapport taux de combustion/dommage ...) et obtenir de fortes doses sur les matériaux de gainage. Enfin, si on prévoit l'irradiation dans Astrid d'une ou plusieurs capsules, et de quelques aiguilles, il est d'ores et déjà vraisemblable que le passage à l'irradiation à l'échelle de l'assemblage n'y est pas envisageable avant 2030.

La Commission porte une appréciation particulièrement positive sur les progrès faits dans la compréhension des phénomènes physiques élémentaires par les différentes équipes qui lui ont présenté leurs travaux et la diversité des moyens d'étude mis en œuvre.

▪ Transmutation en ADS

Jusqu'en 2010, Eurotrans est un projet intégré du 6^{ème} PCRD européen, entièrement consacré aux ADS.

On vise avec ces systèmes de pouvoir utiliser des combustibles à forte concentration atteignant 50 % en actinides mineurs. Les solutions de référence proposées aujourd'hui sont des composites Cermet (matrice MgO) ou Cermet (matrice ⁹²Mo). À cause de la teneur très élevée en actinides mineurs, les difficultés sur les combustibles de ce type de système sont considérables ; pour le moment, leur teneur en actinides mineurs est augmentée de façon très graduelle et les progrès sont modestes. On a mentionné ailleurs l'impact de telles teneurs sur la fabrication du combustible et *a fortiori* sur la manipulation, le transport et le traitement du combustible usé.

Les résultats du programme AFTRA/Eurotrans relayé par le programme européen Fairfuels (2009-2013) et complétés par ceux du programme CEA sur les cibles de transmutation devraient alimenter les dossiers de synthèse Eurotrans pour 2012.

Le WP3 AFTRA (consacré au combustible et coordonné par le CEA) d'Eurotrans a retenu l'option des combustibles du recyclage hétérogène, c'est-à-dire le concept de cibles d'un combustible de référence du type Cercer (oxydes de Pu et d'actinides mineurs sur support MgO), ou du type Cermet (oxydes de Pu et d'actinides mineurs sur support ^{92}Mo). Toutefois, les collaborations dans ce domaine avec le Japon conduisent à conserver, comme solution de repli, un combustible de type nitrure, solution privilégiée par le Japon. Les procédés de fabrication de ces combustibles ont été évalués ainsi que leur impact et leur comportement dans le cœur du réacteur. La mise au point de tels combustibles nécessitera des moyens d'irradiation en spectre rapide qui font défaut aujourd'hui. La pyrochimie serait particulièrement bien adaptée au retraitement de ces combustibles ; le CEA est en cours de réorientation des travaux dans ce domaine, en relation avec le programme Acsept du 7^{ème} PCRD.

Le WP4 Demetra (coordonné par FZK) sur les matériaux a permis d'aborder les problèmes de corrosion des matériaux de structure en contact avec le métal liquide (Pb ou eutectique Pb-Bi) et sous irradiation (méthodes de mesure, expériences sur des boucles de Pb en soutien au design du cœur, analyse post-irradiations de la cible Megapie). Un réacteur rapide au plomb est en effet envisagé en Europe comme solution alternative au SFR. Cette activité sur les matériaux sera prolongée par les travaux du programme GETMAT du 7^{ème} PCRD.

Les études « système » ont connu nombre de déceptions ; elles sont maintenant centrées sur l'expérience Guinevere auprès du réacteur Venus du SCK•CEN à Mol, expérience essentielle pour le contrôle de l'état instantané du cœur et donc pour la sûreté d'un ADS. Pour cette expérience, le CEA a fourni le combustible (uranium enrichi à 30 % en ^{235}U) ; le CNRS a construit l'accélérateur source d'un faisceau pulsé ou continu de neutrons. Cette expérience est prévue pour la fin de l'année 2009 : il est donc exclu que ses résultats soient contenus dans le rapport final d'Eurotrans qui doit produire le projet du design d'un démonstrateur (environ 70 MWth) et de son extrapolation industrielle appelée EFIT (environ 400 MWth).

En 2008, l'Union européenne a approuvé un nouveau programme CDT (Central Design Team) qui doit permettre de rédiger l'avant-projet détaillé d'une installation d'irradiation en spectre rapide travaillant en modes sous-critique et critique. Ce projet s'appuie sur une équipe technique multidisciplinaire hébergée à Mol. Le CNRS participe aux travaux sur l'accélérateur et le CEA aux travaux sur le combustible. Ces travaux préparent l'implantation d'un dispositif d'irradiation rapide, Myrrha, sur le site de Mol. Les partenaires souhaitent faire de Myrrha une infrastructure de soutien européenne, au même titre que le RJH. Sa construction pourrait être autorisée vers 2013.

C. ASPECTS INTERNATIONAUX

▪ La plateforme SNE-TP

La Commission européenne a vivement encouragé la création de plates-formes technologiques, en particulier dans le domaine de l'énergie (biocarburants, réseaux électriques, énergies renouvelables...). Le SET Plan (plan stratégique technologique pour l'énergie) publié en novembre 2007, sur lequel s'appuiera la Commission européenne pour établir les programmes de travail à venir, classe le nucléaire parmi les technologies « bas carbone ».

Précédant la création d'une plate-forme sur le stockage géologique des déchets nucléaires, la plate-forme technologique SNE-TP (« Sustainable Nuclear Energy Technology Platform ») qui regroupe une vingtaine d'industriels, d'organismes de R&D, d'universités et d'organisations non gouvernementales, a été lancée par la Commission européenne en septembre 2007. L'objectif serait de préciser les ambitions technologiques européennes à l'horizon 2050 et de clarifier les stratégies possibles de déploiement industriel. Une autre mission est de mettre en place un mécanisme de gestion des ressources humaines pour le demi-siècle à venir. Sans déléguer totalement le travail de synthèse des besoins aux acteurs du domaine, la Commission européenne entendra les recommandations de la plate-forme avant de définir le contenu de ses appels à projets.

A l'occasion de ce lancement devant les commissaires à l'énergie et à la recherche, un « Rapport de vision » de SNE-TP identifie des voies de R&D pour 2020 :

- ❖ sûreté et compétitivité des technologies de fission actuelles ;
- ❖ développement d'une génération de technologies de réacteurs plus durables ;
- ❖ recherche de nouvelles applications de l'énergie nucléaire ; progrès sur la voie de la séparation-transmutation.

En octobre 2007, un « Governing Board » a été mis en place, actuellement présidé par le Directeur de l'énergie nucléaire du CEA. Au cours de la première assemblée générale de SNE-TP, en novembre 2008, un « Strategic Research Agenda » formule les recommandations suivantes :

- ❖ construire un prototype pré-industriel (Astrid) de SFR,
- ❖ démontrer la faisabilité d'une technologie alternative, LFR ou GFR,
- ❖ construire des infrastructures de recherche, des installations d'irradiation et de fabrication du combustible et des boucles expérimentales,
- ❖ réaliser le projet Myrrha, avec pour finalités la démonstration de la technologie ADS et l'irradiation de matériaux en spectre rapide,
- ❖ fermer le cycle du combustible à une échéance proche de 2050.

Coordonnée par SNE-TP, une « European Industrial Initiative for Sustainable Fission » a été publiée en novembre 2008 ; elle donne des prévisions de budget aux actions énumérées ci-dessus. Le coût global de l'ensemble, sur les 15 prochaines années, est compris entre 6 et 10 G€ (hors RJH), dont 1.5-3 G€ de R&D. Cette initiative se décline comme suit :

- ❖ développement de la technologie SFR : construction (décision en 2012) en France d'un prototype d'une puissance de 250 à 500 MWe (2-4 G€) ;
- ❖ choix, entre 2010 et 2012, d'une technologie alternative au SFR (LFR : European Technology Pilot Plan, 0.6-0.8 G€ ou GFR : Allegro) et décision de lancer la construction en 2018-2020 du démonstrateur correspondant ;
- ❖ construction de Myrrha : 0.75 G€ ;
- ❖ décision en 2012 de construire une installation de fabrication de combustible y compris chargé d'actinides mineurs (1G€) ;
- ❖ construction d'une installation complémentaire d'irradiation en spectre rapide et de facilités expérimentales de test et de qualification.

Un réseau d'infrastructures de recherche devrait être constitué pour promouvoir la R&D et encourager l'intégration des équipes européennes, qui répondraient à l'appel à projets Euratom publié en novembre 2008. Parmi les sujets envisagés :

- ❖ matériaux pour le nucléaire,
- ❖ démonstration de technologies susceptibles de fermer le cycle,
- ❖ durée de vie des réacteurs actuels.

Un groupe de travail, constitué d'Areva, EDF, GDF-SUEZ, CEA, UJV¹², SCK•CEN et de la Commission européenne, examine les questions suivantes : où construire les démonstrateurs de technologie ? Quels en seront les impacts technologiques, industriels, économiques ? Quels avantages pour l'industrie européenne dans la compétition internationale ? Quelle place dans la recherche européenne ?

▪ **Le programme américain AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative)**

La mission du programme américain AFCI est d'encourager le développement durable, en démontrant le recyclage du combustible irradié et la gestion des déchets. Son schéma s'appuie sur 3 points : retraitement par l'industrie, fabrication d'un combustible de transmutation et conception d'un réacteur avancé de transmutation par l'industriel. Le « Idaho National Laboratory » est responsable de l'intégration des travaux de 10 autres laboratoires nationaux. Le retraitement qui pourrait faire appel à la pyrochimie, doit conduire à brûler un combustible Mox dans les REP et à incinérer les transuraniens dans les RNR. Les travaux actuels sont aussi destinés à satisfaire les besoins les plus critiques de l'industrie.

64

Le réacteur rapide à sodium est fortement soutenu ; l'intérêt paraît diminuer pour les réacteurs à gaz et la très haute température (sûreté, production d'hydrogène par électrolyse et non par thermochimie). Un conservatisme avoué et une très grande prudence guident les choix, ne serait-ce que pour parvenir au but le plus rapidement possible. L'avenir de Yucca Mountain est en suspend.

¹² Nuclear Research Institute – République Tchèque.

Annexe 14

INSTITUT DE CHIMIE SÉPARATIVE DE MARCOULE ICSM

L'Institut de chimie séparative de Marcoule (ICSM) a été créé en mars 2007 et ouvert en janvier 2009. C'est en 2003 qu'ont été définis les contours d'un centre destiné aux études fondamentales, en amont des E&R concernant l'aval du cycle du combustible nucléaire, notamment des E&R développées dans Atalante. L'ICSM-UMR5257 est une unité mixte entre le CEA, le CNRS, l'Université de Montpellier 2 et l'École nationale supérieure de chimie de Montpellier (ENSCM). On peut noter des collaborations internationales (Postdam, ITU, USA, ANSTO, PCRD de l'UE).

L'ICSM est structuré en 7 équipes de recherche thématiques et 3 équipes de recherche dites transversales dont 2 ont pour mission de développer une plateforme technique puissante en microscopie et diffusion/diffraction, adossée à Atalante et à Soleil, la troisième étant vouée à la modélisation à l'échelle colloïdale dite « mésoscopique ».

L'ICSM inscrit ses recherches pour le nucléaire du futur dans le cadre général, d'une part d'une chimie « verte » (chimie pour un développement durable) dont les principes sont codifiés et d'autre part de la nanochimie dont l'essor est dû à l'extrême diversité de la réactivité des nanoparticules et aux moyens d'observation de la matière à l'échelle nanométrique. Ces orientations proviennent de la réunion de communautés scientifiques au sein de l'Institut venant de sous-disciplines de la chimie et de la physique statistique.

La majorité des E&R de l'ICSM portent sur les aspects fondamentaux de la séparation des éléments, séparation considérée au sens large (systèmes liquide-liquide, liquide-solide) en prenant en compte non seulement les espèces monomères traditionnellement étudiées, mais aussi les espèces polymères, colloïdes, agrégats, micelles et nano-objets qui interviennent dans de nombreux processus d'intérêt industriel. C'est le cas, par exemple, de la formation d'une troisième phase lors de l'extraction par solvant des actinides avec des diamides. La clé de l'interprétation des observations est la prise en compte des différentes forces à longue distance entre les différentes entités (chimie supra-moléculaire) pour aboutir à des modèles prédictifs en extraction. Les éléments visés *in fine* sont les actinides ; sur ce sujet, une équipe commence à travailler sur les clusters moléculaires de ces éléments et sur l'incorporation des actinides dans des nano-particules ou des gels organisés (polysilanes, eux-mêmes générateurs de nano-objets).

Les recherches sur les nanomatériaux, outre celles nécessaires à leur synthèse, sont essentiellement orientées vers deux voies. La première voie concerne l'étude des hybrides organique-inorganique mésoporeux chargés en actinides et précurseurs de céramiques, ou susceptibles de piéger des nanoparticules d'actinides dans leurs mésopores. Dans le premier cas, on étudie de nouvelles synthèses de carbures ou de nitrures ; dans le second cas, on étend la sorption traditionnelle des éléments à partir de vraies solutions (espèces monomères) à toute autre solution colloïdale (une application serait d'épurer des effluents et de produire des matrices de confinement). La seconde voie vise à fabriquer et à déposer des couches de nano-particules sur des surfaces qui, au contact d'ions métalliques, se minéralisent, assurant ainsi le confinement des éléments. Ces dernières études sont en relation avec des phénomènes qui ont lieu dans les couches de gels des verres altérés par l'eau. D'une façon générale, les nanomatériaux étudiés sont à base de silicium ou de phosphore et toutes les E&R concernent des comportements rencontrés dans les verres nucléaires ou d'autres matrices de confinement.

Une équipe étudie plus particulièrement les surfaces des solides et leur réactivité en fonction de leur morphologie. L'échelle des investigations fait apparaître le rôle des mésopores ou des nanopores de tout matériau, même homogène comme le bitume, ou celui des arrangements locaux identifiés comme des nano-objets dans les verres. Les variations morphologiques peuvent résulter de différentes voies de synthèse partant ou non de nano-particules. Les phosphates d'actinides en sont un exemple très étudié.

Enfin, une équipe travaille sur les effets des ondes acoustiques ultra-sonores sur le déroulement de réactions chimiques conduisant à des nanoparticules spécifiques et à la réticulation des polymères. Cette approche, dite sonochimie, s'applique à la dissolution des composés d'actinides et d'une façon générale aux systèmes étudiés à l'ICSM. Ces effets ont lieu dans ou en périphérie des bulles de cavitation dont la formation est étudiée et optimisée, par exemple aux interfaces solide-liquide. Il y règne des températures, pressions et gradients très éloignés des conditions habituelles. La sonochimie permet ainsi l'accès à des réactions usuellement interdites, car nécessitant pour se produire des températures et des pressions inaccessibles. La sonochimie est une chimie dite furtive, sans apport de réactifs aux systèmes étudiés.

▪ Conclusion

Le domaine des E&R fondamentales de l'ICSM est celui de la physicochimie des phénomènes mis en jeu dans les procédés que le CEA étudie, dans le cadre de la loi de 2006, en vue de la séparation-transmutation. D'autres E&R de même nature, mais portant sur la matière radioactive, existent dans d'autres structures du CEA. Certaines, complémentaires à celles de l'ICSM, soutiennent aussi les développements engagés pour l'aval de futurs cycles de combustibles associés à la transmutation. La Commission a souligné que toutes ces E&R étaient déjà conduites en collaboration (CEA et GNR de Pacen) et ouvertes à de nouvelles collaborations.

Les objectifs scientifiques de l'ICSM ont pour finalité de comprendre les mécanismes de « chimie séparative » des actinides au niveau microscopique, dans des systèmes très variés. Cela demandera beaucoup d'études, tant sur des solutions complexes que sur des matériaux homogènes et hétérogènes et sur leurs interfaces. Aussi les objectifs des E&R conduites par l'ICSM sont-ils larges. L'institut est en cours de structuration scientifique et d'affinement de ses thèmes de recherche. Il est du ressort de son Comité de pilotage de définir les orientations et moyens, au regard de la situation nationale et internationale et de juger de la qualité des E&R. La Commission souhaite que l'ICSM puisse pleinement développer ses thèmes de recherche, en cohérence avec les E&R conduites dans Atalante et au CEA et notamment en préparation à l'ouverture d'un laboratoire propre à l'ICSM dans Atalante (2010/2011). Elle suivra avec attention le déroulement de ces E&R, en relation avec celles conduites au CEA sur les mêmes objectifs.

Annexe 15

E&R POUR LE PROTOTYPE ASTRID

Le CEA, Areva et EDF ont défini au printemps 2007 un programme de R&D tripartite pour la période 2007-2012. Ce programme comporte quatre axes de recherche d'innovations formulés comme suit :

- ❖ mise au point d'un cœur performant et sûr, prenant en compte les spécificités des neutrons rapides et du sodium, et capable d'incinérer les actinides mineurs ;
- ❖ recherche d'une meilleure résistance aux risques d'accidents graves et aux agressions externes que les systèmes existants ;
- ❖ recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé réduisant le risque sodium ;
- ❖ réexamen des options de conception du réacteur, des composants et, plus globalement de la chaudière pour améliorer les conditions d'exploitation et la compétitivité économique du système.

Ce programme vise à permettre en 2012, d'une part de sélectionner les innovations qui apparaîtront les plus prometteuses pour être intégrées dans une nouvelle génération de RNR-sodium et, d'autre part d'établir les spécifications du prototype Astrid dont la mise en exploitation est prévue en 2020 dans la loi de 2006. Ce prototype doit permettre la démonstration de la transmutation des actinides mineurs en réacteur électrogène ; il doit également permettre de vérifier le potentiel de la filière de réacteur rapide refroidi au sodium, en tant que réacteur innovant de 4^{ème} génération préservant la ressource en uranium, sûr et économiquement viable. On envisage pour cela une puissance de quelques centaines de MWe (600 à 1 500 MW thermiques) pour être représentatif de la physique du cœur et des options d'architecture générale retenues.

A mi-chemin de l'échéance de 2012, le jalon 2009 sera marqué par la réalisation de dossiers de synthèse sur les différents axes du programme et la tenue de revues d'innovations tripartites visant à définir en détails les options qui seront approfondies de 2010 à 2012 ; parallèlement, les essais de fin de vie du réacteur Phénix auront été conduits jusqu'à fin 2009. Il est encore trop tôt pour formuler un avis sur l'état d'avancement des E&R conduites dans le cadre de ce programme. On retiendra seulement la nature des questions sur lesquelles, selon le CEA, une première étape a été franchie en 2008 :

- ❖ la définition d'un cœur de référence à combustible oxyde à sûreté accrue, notamment pour la prévention et la gestion des accidents graves ;
- ❖ le lancement de deux essais d'irradiation dans Phénix, l'un concernant les matériaux de structure de type ODS et l'autre le combustible fabriqué à partir de poudre co-précipitée ;
- ❖ l'établissement du plan de développement des boucles technologiques nécessaires pour qualifier les voies d'innovation les plus prometteuses ;
- ❖ la mise en place d'un programme pluriannuel concernant l'inspection en service des RNR-Na et leur réparation ;
- ❖ la définition préliminaire d'esquisses de réacteurs intégrés et à boucles, plus ou moins innovants.

Ces préoccupations semblent bien intégrer le retour d'expérience des projets passés, notamment de Phénix et Superphénix. Pour autant, le prototype 2020 ne saurait se contenter d'être un Superphénix sécurisé et fiabilisé mais doit comporter un fort contenu d'innovation en termes de possibilités d'incinération des actinides mineurs comme de production d'électricité, sous peine de risquer d'être dépassé dès sa naissance.

La rigueur des délais impose déjà certains choix : le sodium comme fluide caloporteur, l'oxyde comme combustible, malgré les avantages prévisibles des carbures, etc. Il reste cependant des champs nombreux d'innovation qui méritent d'être explorés activement. Les collaborations internationales sur le RNR-Na, notamment avec les USA et le Japon, sont lancées ; le dialogue avec l'Autorité de sûreté nucléaire est engagé. Sont également entamées les études sur les installations technologiques d'accompagnement d'Astrid, y compris l'Atelier de fabrication du cœur, et la réactivation des compétences nécessaires. Cependant, des inquiétudes subsistent sur la définition des partenariats, les engagements financiers et les nécessaires priorités qu'il convient de rapidement définir.

Annexe 16

E&R INTERNATIONALES SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND

A- ETUDES DES PERFORMANCES DU STOCKAGE

CARBOWASTE¹³

Les réacteurs à modérateur graphite sont représentatifs de la première génération de réacteurs en démantèlement. Le graphite irradié contient du carbone 14 et du chlore 36 en concentration variable. Ces deux radionucléides sont très mobiles et très facilement susceptibles d'être absorbés par la matière vivante. Le projet a pour but de développer des techniques optimales pour traiter ces déchets.

EBSSYN¹⁴

EBSSYN est un projet commun entre la Commission européenne et l'Agence de l'énergie nucléaire, destiné à préparer un rapport de synthèse sur les systèmes de barrière et la sûreté des sites de stockage HAVL.

ESDRED¹⁵

L'objectif du programme est de démontrer la faisabilité industrielle des développements et technologies nécessaires pour construire, exploiter et fermer un site géologique profond de stockage qui réponde aux exigences de sûreté à long terme. Le programme tient compte des différents concepts européens et inclut des activités d'enseignement et de formation.

FEBEX II¹⁶

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

FORGE¹⁷

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

¹³ Treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 16 pays, 28 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, Areva, EDF, UCAR-SNC et l'Ecole Normale Supérieure.

¹⁴ A joint EC/NEA EBS project synthesis report; 2008-2009, 7^{ème} PCRD et AEN.

¹⁵ Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs; 2004-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 14 partenaires dont l'Andra.

¹⁶ Full-scale High Level Waste Engineered Barriers; 1994-2012, 22 partenaires dont l'Andra, le BRGM et l'Institut National Polytechnique de Toulouse.

¹⁷ Fate of repository gases; 2009-2013, 7^{ème} PCRD, 12 pays, 24 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'IRSN, le CNRS, EDF et l'Ecole Centrale de Lille.

FUNMIG¹⁸

L'objectif central de Funmig est de comprendre et de modéliser les processus clés de la migration des radionucléides à travers les couches géologiques et la géosphère. Les roches-hôtes considérées sont l'argile, le granite et le sel.

MICADO¹⁹

Ce programme du 6^{ème} PCRD vise à évaluer les incertitudes dans la modélisation des mécanismes de dissolution du combustible nucléaire usé dans un site de stockage.

PAMINA²⁰

Le but du projet est d'améliorer et d'harmoniser les méthodes et outils d'évaluation utilisés pour étudier et démontrer la sûreté des différents concepts de stockage HAVL et de combustibles usés. Cela, dans les différentes roches-hôtes considérées en Europe.

RECOSY²¹

L'objectif est la compréhension des phénomènes redox qui gouvernent la fixation et le relâchement de radionucléides lors du stockage souterrain de combustible usé. Le but est de proposer des outils pour l'évaluation des performances des différents modes de stockage et le dossier de sécurité.

SORPTION II²²

Ce projet de l'AEN a comme objectif de démontrer la possibilité d'utiliser diverses techniques de modélisation thermodynamique dans le cadre des évaluations de la sûreté des stockages de déchets radioactifs en formation géologique. Pour permettre l'évaluation des limites et des avantages respectifs de différents modèles de sorption thermodynamique, le projet a pris la forme d'un exercice de modélisation comparatif appliqué à une série de jeux de données sur la sorption des radionucléides par des matériaux.

THERESA²³

Le programme Theresa vise à développer une méthodologie d'évaluation des modèles mathématiques et des codes utilisés pour l'évaluation des performances d'un stockage. En particulier, ces modèles et ces codes sont utilisés pour la conception, la construction, le fonctionnement, l'analyse de performance et de sûreté ainsi que le suivi après la fermeture de sites géologiques d'enfouissement de déchets nucléaires. Cette méthodologie s'appuie sur une représentation microscopique des mécanismes et des processus thermo-hydro-mécaniques et chimiques dans les systèmes et les matériaux géologiques.

¹⁸ Fundamental processes of radionuclide migration; 2005-2008, 6^{ème} PCRD, 15 pays, 53 partenaires dont l'Andra, le CEA, le BRGM, l'Université Joseph Fourier Grenoble 1, l'Université du Maine, l'Association pour la recherche et le développement des méthodes et processus industriels, Etudes-Recherches-Matériaux, l'Ecole Nationale Supérieure de Chimie de Mulhouse, l'Alpine Institute for Environmental Dynamics et UJF-Filiale.

¹⁹ Model uncertainty for the mechanism of dissolution of spent fuel in a nuclear waste repository; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 6 pays, 19 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'IRSN et l'Association pour la recherche et le développement des méthodes et processus industriels de l'Ecole Nationale Supérieure des Techniques Industrielles des Mines de Nantes.

²⁰ Performance assessment methodologies in application to guide the development of the safety case ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 10 pays, 25 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'Université Claude Bernard Lyon 1 et l'IRSN.

²¹ Redox phenomena controlling systems ; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 15 pays, 32 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, le BRGM et l'Association pour la Recherche et le Développement des Méthodes et Processus Industriels d'Armines.

²² Projet Sorption II ; 2000- ?, AEN, 11 pays, 20 partenaires dont l'Andra.

²³ Coupled thermal-hydrological-mechanical-chemical processes for application in repository safety assessment ; 2007-2009, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 16 partenaires dont l'IRSN.

TIMODAZ²⁴

Le projet vise à étudier l'impact thermique sur la zone perturbée autour de l'argile "hôte" d'un entreposage de déchets radioactifs. A cette fin, trois argiles sont étudiées : l'argile de Boom du site de Mol, l'argile à opaline du Mont Terri et l'argile du Callovo-Oxfordien de Bure.

B. IMPACT ENVIRONNEMENTAL DU STOCKAGE

BIOPROTA²⁵

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

EMRAS²⁶

Le programme Emras, initié dans le cadre de l'AIEA, se concentre sur la modélisation en radioécologie. Le but est de réduire les incertitudes scientifiques, en particulier sur les conséquences du relâchement de radionucléides dans l'environnement.

RADIOECOLOGY AND WASTE TASK GROUP²⁷

L'Andra et l'Union Internationale de Radioécologie ont lancé en 2002 un groupe de travail international afin de promouvoir la collaboration scientifique entre radioécologistes dans le domaine des déchets radioactifs.

71

C. GOUVERNANCE DES PARTIES PRENANTES

ARGONA²⁸

Argona examine de quelle manière les approches de transparence et de concertation sont en rapport l'une avec l'autre. Il évalue également comment de telles approches s'articulent au système politique qui, en dernier ressort, prendra les décisions, par exemple celle de l'enfouissement final des déchets nucléaires. Le projet examine également le rôle des médiateurs dans leur effort pour associer le public à la question des déchets nucléaires.

CIP²⁹

Le programme CIP, suite de Cowam-2, a pour principal objectif de contribuer à la bonne gouvernance en matière de gestion des déchets radioactifs en Europe. Pour chaque pays (France, Roumanie, Slovaquie, Espagne et Royaume-Uni) un groupe national traite les processus suivant lesquels les groupes d'intérêt sont associés aux prises de décisions concernant la gestion des déchets radioactifs.

²⁴ Thermal Impact on the Damaged Zone Around a Radioactive Waste Disposal in Clay Host Rocks; 2006-2010, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 15 partenaires, dont l'Université Joseph Fourier Grenoble 1, l'Ecole Nationale des Ponts et Chaussées et ITASCA Consultants.

²⁵ Key Issues in Biosphere Aspects of Assessment of the Long-term Impact of Contaminant Releases Associated with Radioactive Waste Management ; 2002-?, 15 pays, 18 partenaires, dont l'Andra et EDF.

²⁶ Environmental Modelling for Radiation Safety ; 2003-2011, AIEA, 30 pays, 100 participants.

²⁷ <http://www.iur-uir.org/en/task-groups/id-5-radioecology-and-waste>.

²⁸ Arenas for Risk Governance, 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 14 partenaires.

²⁹ COWAM In Practice; 2007-2009, 6^{ème} PCRD, 6 pays, 11 partenaires, dont l'IRSN ; le Syndicat de l'Enseignement de la productique, de la Mécanique et des Matériaux; le centre d'Etude sur l'Evaluation de la Protection dans le Domaine nucléaire, l'Institut Symlog et Mutadis Consultants.

OBRA³⁰

Le programme Obra vise à mettre en place des mécanismes par lesquels les groupes d'intérêt pourront avoir accès aux connaissances générées par les programmes européens de recherche sur la gestion des déchets et combustibles usés, tant sur les aspects scientifiques que sur ceux des sciences sociales.

SAPIERR II³¹

Dans la période 2003 à 2005, le projet Sapierr a été consacré à des études pilotes sur la faisabilité et les modalités régionales partagées d'installation de stockage, à l'usage des pays européens. L'objectif de la 2^{ème} phase du programme Sapierr II est de développer des stratégies de mise en œuvre éventuelle ainsi que des structures organisationnelles.

³⁰ European observatory for long-term governance on radioactive waste management ; 2006-2008, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 10 partenaires.

³¹ Strategy action plan for implementation of European regional repository - stage 2 ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 8 pays et 8 partenaires.

Annexe 17

E&R SUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION

A. SÉPARATION-TRANSMUTATION

ACSEPT³²

Le projet Acsept a succédé à Europart et Pyropep. Son objectif est de sélectionner et d'optimiser les procédés de séparation-recyclage des actinides, compatibles avec les options avancées de cycles du combustible. La faisabilité scientifique par des procédés hydrochimiques (extraction et désextraction sélectives et groupées d'actinides) et des évaluations préliminaires en pyrochimie (électrolyse et extraction liquide-liquide), prenant en compte les critères et contraintes de l'industrie, doit y être démontrée.

CDT³³

Le projet représente une suite des activités d'Eurotrans DM1. CDT vise à obtenir un design d'engineering avancé pour Myrrha par une équipe intégrée européenne d'experts et d'ingénieurs. CDT doit permettre de donner les spécifications nécessaires aux fournisseurs de composants ainsi qu'aux bureaux d'études pour la construction de l'infrastructure. L'équipe de design de CDT étudiera également l'opération de l'installation en mode critique.

EISOFAR³⁴

Cette action est destinée à définir les objectifs de recherche spécifiques concernant les réacteurs rapides refroidis au sodium. Elle s'inscrit dans la perspective de SNE-TP et de Gen IV.

ELSY³⁵

Le projet ELSY du 6^{ème} PCRD envisage la conception d'un réacteur refroidi au plomb d'une puissance de 600 MWe. Des simplifications de design sont recherchées en se basant sur les caractéristiques du caloporteur plomb. Ces simplifications ouvriront la voie à un réacteur rapide qui pourrait être économiquement compétitif du point de vue des coûts d'investissement et des coûts d'exploitation, dans un marché d'électricité libre. Le projet ELSY sera très probablement suivi dans le 7^{ème} PCRD par le projet Leader qui est destiné à affiner les choix technologiques du réacteur industriel de 600 MWe et à concevoir le design d'un démonstrateur.

³² Actinide recycling by separation and transmutation; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 12 pays, 34 partenaires dont le CEA, EDF, la Compagnie Générale des Matières Nucléaires, Alcan Centre de Recherche de Voreppe, l'Université Louis Pasteur, le CNRS, et l'Université Pierre et Marie Curie – Paris 6.

³³ Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility ; 2009-2011, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 19 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

³⁴ Sodium cooled Fast Reactor ; 2007-2008, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 13 partenaires dont le CEA, Areva et EDF.

³⁵ European Lead-cooled System ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 15 pays, 20 partenaires dont le CNRS et EDF.

EUROTRANS³⁶

Les E&R sur les ADS sont actuellement conduites dans le cadre européen du programme Eurotrans. Ce programme intégré étudie le design, le coût et les aspects de sûreté d'un système ADS, la fiabilité de l'accélérateur, le couplage des différents éléments, les matériaux et les technologies du réfrigérant, les combustibles et cibles, et les données nucléaires de base. Il comprend également un volet enseignement et formation.

F-BRIDGE³⁷

La méthode empirique, employée jusqu'à présent pour le développement et la qualification de combustible conventionnel, ne convient pas pour le développement de combustible pour les réacteurs de 4^{ème} génération. Le projet a comme but de construire un pont entre, d'une part la recherche fondamentale sur le combustible de type « céramique » et les matériaux de gainage, et d'autre part les technologies pour les combustibles des réacteurs du futur.

GACID

Le programme expérimental Gacid (*Global Actinide Cycle International Demonstration*), établi grâce à une collaboration entre le CEA, le DOE (États-Unis) et le JAEA (Japon), prévoit la fabrication d'un assemblage combustible chargé en actinides mineurs, à partir de Mox retraité, et son irradiation dans un RNR refroidi au sodium. Il sera réalisé sur le long terme avec une irradiation prévue en 2020, car il nécessite la construction d'un atelier pilote pour la fabrication de l'assemblage et un retour d'exploitation suffisant de Monju.

74

GETMAT³⁸

Le but de ce projet de collaboration est d'intégrer les activités d'étude et de développement des laboratoires européens experts en recherche sur les matériaux pour les réacteurs et systèmes de transmutation du futur, dont les réacteurs de 4^{ème} génération et ceux dédiés à la fusion.

GIF³⁹/GEN-IV

L'initiative du forum Génération IV vise le développement de nouveaux types de réacteurs, parmi lesquels les réacteurs rapides produisant un minimum de déchets. Deux voies technologiques sont explorées en Europe afin de permettre de faire un choix et de limiter les risques liés au développement et au calendrier de la recherche : un réacteur rapide refroidi au sodium (SFR), première voie technologique basée sur l'expérience européenne ; une technologie alternative de réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz ou au plomb. L'objectif est d'être en mesure d'exploiter commercialement une technologie de réacteurs rapides pour l'an 2040. Dans la perspective du développement durable, ces deux technologies peuvent contribuer à la minimalisation des déchets radioactifs et à la non-prolifération.

³⁶ European research Programme for the transmutation of high level nuclear waste in an accelerator driven system ; 2005-2010, 6ème PCRD, 14 pays, 29 partenaires dont le CNRS, le CEA, Areva, Advanced Accelerator Applications et le Réseau Européen pour l'Enseignement du Nucléaire ENEN.

³⁷ Basic research for innovative fuels design for GEN IV systems ; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 19 partenaires dont le CEA, le CNRS, Areva, Materials design, Nathalie Dupin et Lagrange-LCI Consulting.

³⁸ Gen IV and transmutation materials; 2008-2013, 7^{ème} PCRD, 11 pays, 24 partenaires dont le CEA, le CNRS et EDF.

³⁹ Generation IV International Forum ; 2001- ?, Euratom + 12 pays dont la France.

JHR-CP⁴⁰

Le réacteur Jules Horowitz (RJH) est un réacteur de recherche de 100 MWth, actuellement en construction à Cadarache. Il est destiné à offrir, durant une grande partie du XXI^{ème} siècle, une capacité d'irradiation expérimentale de haute performance pour étudier le comportement des matériaux et combustibles sous irradiation, en réponse aux besoins, industriels et publics, pour les 2^{ème}, 3^{ème} et 4^{ème} générations de réacteurs de puissance (réacteurs à eau pressurisée, à eau bouillante, à gaz, à sodium...), et les technologies associées. JHR-CP organise les réseaux internationaux qui collaborent au RJH.

LWR-DEPUTY

Le projet étudie la façon dont les réacteurs à eau pressurisée (REP) actuels pourraient générer moins de déchets en brûlant du combustible à base de matrices inertes. Il s'intègre dans la série de projets qui étudient l'élimination du plutonium dans les réacteurs par la voie de nouveaux types de combustible.

MYRRHA/GUINEVERE⁴¹

Myrrha sera la première démonstration d'un système ADS piloté par accélérateur (Accelerator Driven Systems). Plus particulièrement, Myrrha est un réacteur sous-critique d'une puissance de 50-80 MW, contrôlé par une source intense de neutrons de spallation alimentée par un accélérateur de particules de haute puissance et refroidi au plomb-bismuth. Une des caractéristiques d'un système ADS est sa capacité à brûler les déchets nucléaires hautement toxiques de façon efficace. Le projet Guinevere doit permettre de réaliser le couplage du réacteur Venus du SCK•CEN et de l'accélérateur Généripi-C construit actuellement par le CNRS à Grenoble, le combustible étant livré par le CEA. Guinevere sera un modèle à puissance réduite de Myrrha. Les deux projets font également partie du projet Eurotrans.

75

PATEROS⁴²

Cette action concertée vise à élaborer une vision européenne pour la mise en place, à échelle réduite, de toutes les étapes et composants nécessaires à la technologie de séparation-transmutation.

PUMA⁴³

Le projet fournira les éléments clés pour la transmutation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs refroidis au gaz futurs.

⁴⁰ Jules Horowitz reactor collaborative project : contribution to the design and construction of new research infrastructure of pan-European interest, the JHR material testing reactor; 2009, 7^{ème} PCRD, 5 pays et 6 partenaires dont le CEA, maître d'oeuvre.

⁴¹ Myrrha : Multipurpose hybrid Research Reactor for High-tech Applications ; 1998-?, collaboration avec les partenaires d'Eurotrans dont le CNRS, le CEA, Areva, Advanced Accelerator Applications et ENEN ;
Guinevere: Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the lead Venus Reactor ; 2006-?, collaboration avec le CEA et le CNRS.

⁴² Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy ; 2006-2008, 6^{ème} PCRD, 11 pays, 17 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

⁴³ Plutonium and Minor Actinides Management by Gas-Cooled Reactors ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 16 partenaires dont Areva, EDF et Lagrange.

SANF (Safety of Advanced Nuclear Fuels)

Le projet étudie les aspects de la sûreté du combustible pour les réacteurs à neutrons rapides (GFR, SFR, LFR) et à très haute température (VHTR) développés dans le cadre de Gen IV. Le but est d'établir des limites de sûreté pour la fabrication et le comportement de ces combustibles sous la contrainte de taux de combustion élevés, de très fortes doses et de très hautes températures. Le projet rassemble les Etats-Unis, le Japon, la Corée, l'Union européenne ainsi que l'OCDE et l'AIEA. La France y participe via le CEA et Areva.

SNE-TP⁴⁴

La plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable propose une vision du développement des technologies de l'énergie de fission nucléaire à court, moyen et long termes. Elle propose le développement et la mise en place de technologies nucléaires potentiellement durables, y compris la gestion de toutes les sortes de déchets.

VELLA⁴⁵

L'initiative tend à créer un laboratoire européen virtuel pour l'étude de technologies aux métaux lourds dont principalement le plomb et ses alliages.

B. BASES DE DONNÉES NUCLÉAIRES

76

CANDIDE⁴⁶

Dans le cadre de cette action, un réseau coordonne les efforts de mesure des données nucléaires nécessaires pour minimiser les flux de déchets *via* la transmutation dans des réacteurs rapides ou des ADS.

EFNUDAT⁴⁷

Le projet a pour but de créer un réseau européen des infrastructures de recherche capables, si nécessaire, de générer les données nécessaires à l'étude de réacteurs, critiques ou sous-critiques à base de source de spallation. Les aspects d'enseignement et de formation seront développés en collaboration avec les universités, les centres de recherche et l'industrie.

TDB⁴⁸

Le projet de base de données thermodynamiques sur les espèces chimiques (TDB), initié par l'AEN, a pour objet de répondre aux besoins de modélisation spécifiques aux évaluations de sûreté des sites de stockage des déchets radioactifs.

⁴⁴ The European Technology Platform on Sustainable Nuclear Energy; 2007-?, ≥19 pays, > 60 membres dont le CEA, l'IRSN, le CNRS, Areva, EDF et GDF-SUEZ.

⁴⁵ Virtual European Lead Laboratory ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 13 partenaires dont le CNRS et le CEA.

⁴⁶ Coordination action on nuclear data for industrial development in Europe ; 2007-2008, 6^{ème} PCRD, 11 pays, 14 partenaires dont Areva, EDF et le CEA.

⁴⁷ European Facilities for Nuclear Data Measurements ; 2006-2010, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 10 partenaires dont le CNRS et le CEA.

⁴⁸ Thermochemical Database project ; AEN.

Annexe 18

COMPTES RENDUS DE CONFÉRENCES ET MISSIONS

▪ **Conférence Plutonium – Dijon du 7 au 12 juillet 2008**

Les deux précédentes conférences « Plutonium Futures-The Science » se sont déroulées aux USA en 2000 et 2004. L'intérêt que portent les pays nucléaires au plutonium est double : d'une part pour son rôle dans les engins et réacteurs nucléaires, d'autre part pour ses propriétés physiques et chimiques qu'il doit à une délocalisation maximum de ses électrons 5f. Bien que le sujet principal de ces conférences soit le plutonium, de nombreuses communications concernent aussi les autres actinides. Plutonium 2008 était organisé par AWE (Atomic Weapons Establishment-UK ; www.awe.co.uk), le CEA et l'ITU (www.itu.jrc.ec.europa.eu). La communauté scientifique de ces conférences est partagée entre physiciens du solide et chimistes-radiochimistes. Une école d'été « Actinet Summer School » et un atelier « Actinide-XAS » étaient couplés à la conférence.

Deux sessions plénières étaient suivies de communications orales et par affiches. Les thèmes de la première étaient les suivants : physique de la matière condensée, science des matériaux et surface, interfaces, corrosion. Ceux de la seconde étaient : cycle du combustible, chimie du plutonium et des actinides, spéciation et analyse et détection. Des résumés détaillés des présentations étaient fournis. Deux tables rondes se sont tenues : 1) Plutonium et environnement (les poudres à partir desquelles on fabrique les combustibles UOX sont de plus en plus radiotoxiques) ; 2) Plutonium et sécurité (prolifération ; comment intégrer la technologie ? Quelle image pour le plutonium ? Quelle image pour Purex ? Souveraineté et expansion du nucléaire). Les auteurs des présentations étaient invités à soumettre des articles dans *Journal of Nuclear Materials* et *Radiochimica Acta*. La distribution des inscrits était la suivante : France (107), USA (64), Russie (39), UK (37), Japon (26), Allemagne (24), autres (Israël, Corée, Belgique, Roumanie, Tchéquie, etc.) (15).

Le CEA, AWE et l'ITU ont présenté leurs activités de recherche. Le Haut-commissaire à l'énergie atomique a rappelé la richesse des propriétés du plutonium « un rêve pour le physicien, un cauchemar pour le chimiste ». Le représentant de AWE a souligné la renaissance du nucléaire au Royaume-Uni (10 à 20 GWe à construire dans la décennie à venir) et mentionné la création d'un National Nuclear Lab, d'une nouvelle installation laser (Orion) ouverte aux études fondamentales sur des matériaux radioactifs et à des études de pyrochimie (chlorures) pour purifier le plutonium.

Le représentant d'ITU a rappelé la position de la Commission européenne dans le débat nucléaire actuel. Il a donné de l'importance au lancement de la plate-forme SNE-TP et au Forum européen sur l'énergie nucléaire ; il a rappelé le rôle des instituts Euratom. Sur le plan technique, il s'est intéressé aux réacteurs à neutrons rapides et en particulier sur la préparation des combustibles du futur.

Les conférences invitées ont porté sur de grands domaines scientifiques : propriétés électroniques du plutonium, hydrolyse des actinides, magnétisme et supraconductivité dans les systèmes 5f, combustible à base de plutonium, actinides et absorption X, historique de la problématique plutonium/prolifération.

Les présentations de la première session n'avaient qu'un lointain rapport avec les E&R intéressant la CNE. Il s'agissait essentiellement de structure électronique, d'aspects structuraux, mécaniques, thermodynamiques ou magnétiques, et de la supraconductivité non conventionnelle de phases de plutonium et de ses alliages (ou formées aux interfaces). Quelques résultats ont porté sur la caractérisation d'oxydes mixtes de plutonium et d'autres actinides (phases de $(UPu)O_{2-x}$ par exemple).

Les présentations de la seconde session traitaient du cycle du combustible actuel ou de cycles futurs (50 présentations orales et une centaine par affiches).

Concernant le cycle du combustible, des compléments ont été apportés aux E&R développées en France, évaluées par la CNE. Il s'est agi, par exemple, des E&R sur les sels fondus développées par l'ITU pour la transmutation dans des combustibles métalliques, de celles du Japon sur les propriétés thermodynamiques d'oxydes $(UPuAm)O_{2-x}$ et des oxydes $(UPuAmNp)O_{2-x}$, enfin des E&R sur l'extraction réductrice de l'américium dans le Ga à partir de sels fondus et sur l'oxydation de l'américium dans les oxydes mixtes U,Pu,Am..

L'année 2008 a été cruciale pour le nucléaire japonais : introduction du retraitement (Rokkasho ; été 2008), préparation de l'introduction du Mox (période 2010-2050) et du remplacement des Re^{49} (Rep et Reb) en 2030. L'organisme de gestion des déchets recherche sans succès un site de stockage accepté par la population ; le récent tremblement de terre a laissé une impression très négative de vulnérabilité. Le redémarrage de Monju est prévu en octobre 2008 après 12 ans d'arrêt. Un réacteur rapide à 2 boucles, de démonstration, construit avant 2025, constituera la première étape du programme japonais de réacteurs à neutrons rapides. Le besoin de recherche fondamentale est souligné ; un réseau sur le modèle d'Actinet est mis en place.

78

Plusieurs présentations ont porté sur la préparation et la caractérisation des carbures. L'Inde dispose d'un Fast Breeder Test Reactor (FBTR, 40 MWth, à combustible carbure), d'un Advanced Heavy Water Reactor (AHWR, 300 MWe) ; l'Inde construit le Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR, 500 MWe, combustible oxyde Th/Pu). L'Inde utilise, dans le RNR de Kapalkam, des pastilles de carbure mixte UPuC (50 à 70 % de Pu), préparées par carboréduction (poudre compactée, puis frittée) du mélange d'oxydes UO_2 et PuO_2 (en France, les expériences de carboréduction des oxydes sont au stade du laboratoire). Le taux de combustion peut atteindre 155 GWt/j. Des difficultés sont rencontrées pour le gainage du combustible carbure. Les propriétés des carbures et leur tenue en réacteur sont bien établies par retour d'expérience depuis 1985. Le combustible usé est retraité rapidement après la sortie du réacteur par voie aqueuse (cogestion de U et Pu), en utilisant une amide résistant mieux que le TBP à la radiolyse. L'Inde étudie aussi les combustibles d'oxydes mixtes (jusqu'à 40 % en Pu) et d'alliages U, Pu et actinides mineurs. L'Inde qui a un besoin criant de combustible, affiche les meilleures intentions dans son programme de développement nucléaire qui a connu des soubresauts politiques cet été.

Les présentations russes portaient sur : l'extraction des actinides à partir du combustible usé en milieux supercritiques, la préparation de combustible basée sur la dispersion d'oxyde de plutonium dans l'uranium métallique, la lixiviation de céramiques d'immobilisation des actinides ou de verres borosilicatés de lanthanides pour celle de PuO_2 , enfin la fabrication et la caractérisation des Mox (depuis 1960) pour les réacteurs rapides Bor 60, BN 350 (arrêté) et BN 600.

Les USA ont présenté des résultats sur les procédés Urex+.

⁴⁹ Réacteur à eau lourde.

Les présentations sur la chimie du plutonium et des actinides ont été nombreuses. Tous les aspects ont été abordés sous un angle fondamental : théorie, solutions aqueuse et anhydre, chimie organométallique et bio-inorganique, chimie structurale du solide (Pu/VO_{2+x}), chimie en sels fondus. Nombre de recherches viennent en support aux activités de gestion du combustible (environnement compris). La covalence des liaisons chimiques des actinides est au cœur des investigations. On note un regain d'intérêt pour les valences V (Pa, U, Np, Pu), assez instables et donc difficiles à étudier. De ces études ne ressort aucune réorientation des procédés étudiés, mais une meilleure compréhension des mécanismes. Les communications portant sur des données acquises grâce à des expériences faisant appel au rayonnement synchrotron ont été remarquablement nombreuses. De nombreuses présentations ont porté sur la préparation et la caractérisation des carbures.

La conférence Plutonium 2008 a fait un point sur la connaissance que l'on a de cet élément qui occupe une place particulière dans la série des actinides et dont l'importance stratégique est grande. On ne peut l'étudier sans le comparer aux autres actinides. Les résultats présentés lors de la conférence ont permis d'apprécier les E&R que la CNE doit évaluer, en particulier celles qui touchent aux cycles du combustible nucléaire. Le plutonium reste dans tous les pays l'objet de recherches fondamentales très poussées.

* * *

- **International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM 08) - Las Vegas, Nevada, du 7 au 11 septembre 2008**

79

Le thème général des conférences bisannuelles IHLRWM est le stockage géologique, avec une référence très marquée au projet de Yucca Mountain⁵⁰ (YM). Celle de 2008 avait l'ambition de faire un point avant qu'un stockage pour des déchets HAVL devienne une réalité. Les trois volets du processus préalable à l'autorisation de construire les installations ont été abordés : cadre institutionnel, E&R techniques et aspects sociologiques. La conférence a permis un large échange d'informations entre acteurs d'un projet de stockage (250 participants). Les présentations orales étaient réparties entre 18 sessions. Une session plénière a été consacrée aux projets de stockage des USA, de la Suède, de la France et de la Corée. Une conférence, « Géopolitique de l'énergie », donnée durant un déjeuner traitait en particulier de la gestion des déchets à venir des pays candidats à l'énergie nucléaire. Une visite du site de YM a suivi la conférence.

- **Le projet de Yucca Mountain**

Le projet de stockage de YM se distingue de tous les autres par des spécificités qui ont conduit à des recherches particulières. Ce compte rendu fait un état de la situation en intégrant la dimension internationale des réflexions sur le stockage géologique. Il tire les enseignements de la conférence au regard de la mission de la CNE. Les présentations qui ont concerné l'analyse finale des performances du site de YM sont examinées en détail.

⁵⁰ Le sort du laboratoire de Yucca Mountain est maintenant incertain depuis que la nouvelle administration du Président Obama a supprimé tous les crédits de recherche s'y rapportant. Le présent compte-rendu est antérieur à cette décision.

En créant l'Office of Civilian Radioactive Waste Management, OCRWM, le Congrès des USA a confié en 1982 au DOE la décision de chercher un site de stockage pour les déchets nucléaires à vie longue. En 1987, il a décidé que les recherches seraient concentrées sur le site de YM. En 2002, le Président a désigné ce site pour devenir un futur stockage. En juin 2008, le DOE a déposé auprès de l'autorité américaine de sûreté (NRC) une demande d'autorisation d'y construire un stockage géologique. Cette demande, aboutissement de recherches et de travaux ayant mobilisé en permanence environ 2 000 spécialistes, a été jugée recevable le 7 septembre 2008 par la NRC, ce qui constituait la grande nouvelle de la première journée de la Conférence. Si l'autorisation de construction est donnée en septembre 2011, la date probable de réception des premiers colis serait 2017. De 2000 à 2006, les versements au fond de gestion des déchets nucléaires ont été en moyenne de 1 800 M\$/an.

Les déchets à stocker proviennent des réacteurs commerciaux électrogènes et contiennent donc des quantités appréciables d'uranium et de plutonium. La quantité de chaleur dégagée, sensiblement plus importante que pour les déchets retraités, joue un grand rôle pour la conception de l'architecture du stockage. Plusieurs études s'attachent à montrer que YM pourrait accueillir plus de déchets, notamment du point de vue de son dimensionnement thermique. Tous les déchets sont pour l'instant entreposés sur 121 sites dans 39 Etats : la loi américaine oblige le DOE à reprendre le combustible usé, mais lui interdit de le faire tant que YM n'est pas ouvert. Le projet de stockage concerne 69 000 t de déchets HAVL (56 000 t de CU provenant des réacteurs électrogènes et 13 000 t comprenant des CU de la propulsion navale ou de réacteurs du DOE et des déchets de retraitement de la défense). Actuellement la limite de capacité du site est de 76 000 t ; elle est déjà atteinte et ne pourrait être dépassée qu'après une nouvelle instruction du dossier. L'OCRWM se prépare à déposer un second dossier pour un second site. Tous les colis primaires seraient acheminés à YM par une voie ferrée dont la construction, prévue en 2009, a été retardée pour des raisons budgétaires.

Caractéristiques du site

Le projet de stockage de YM se différencie fortement des projets européens, et notamment du projet français, par la nature des déchets (CU non retraités) et par la formation géologique, relativement perméable et non saturée en eau, donc oxydante, qui peut être affectée par des événements géologiques rares mais violents (séismes, intrusion magmatique, éruption volcanique). Les déchets stockés proviennent des réacteurs commerciaux électrogènes et contiennent des quantités appréciables d'uranium et plutonium. La quantité de chaleur dégagée, sensiblement plus importante que pour les déchets retraités, joue un grand rôle pour la conception de l'architecture de stockage. Plusieurs études s'attachent à montrer que YM pourrait accueillir beaucoup plus de déchets, notamment du point de vue de son dimensionnement thermique.

Le site de YM est situé dans le désert du Nevada environ 300 m au-dessus de la nappe phréatique. L'environnement désertique garantit peu de pluie, encore moins d'infiltrations et un maximum d'évaporation. Le concept de stockage est le dépôt des colis dans des galeries accessibles à flanc de colline, sans remblayage avant scellement. Ces caractéristiques ont nécessité de conduire des recherches sur le comportement à long terme des colis et des radionucléides en milieu oxydant et d'envisager des événements comme le réveil du volcanisme. Le dossier de demande d'autorisation s'appuie sur un modèle du comportement du stockage qui permet de prédire l'exposition humaine entre 10 000 et un million d'années ainsi que l'impact du stockage sur l'environnement.

La roche d'accueil des colis est un tuf volcanique consolidé, mis en place il y a 13 millions d'années, relativement perméable. La zone saturée est à 250-380 m environ sous les galeries ; la nappe pourra monter de 120 m suivant le climat. Les galeries de stockage (760 m de long) situées à une profondeur de 200 à 400 m, sont accessibles à flanc de colline par descenderie. Elles ne sont pas remblayées pour permettre un transport de chaleur par convection. Un revêtement métallique est posé à leur paroi ; les colis, cylindres en acier inoxydable sur un support, placés dans une enveloppe protectrice en alliage nickel-chrome-palladium, sont protégés des infiltrations d'eau par un bouclier en titane, résistant à la corrosion, qui court tout le long de la galerie.

L'analyse de sûreté distingue trois barrières : la zone non saturée au-dessus du stockage qui limite les arrivées d'eau ; l'ensemble des barrières ouvragées qui retardent et limitent le contact des colis avec l'eau et le relâchement des radionucléides ; le système naturel sous les galeries qui retarde la migration des radionucléides. Le fonctionnement normal du stockage est décrit ci-dessous.

Les barrières

L'infiltration des eaux météoriques est faible dans le climat actuel semi-aride ; les précipitations sont de l'ordre de 200 mm/an dont 5 à 7% seulement s'infiltrent en raison de l'évaporation intense. L'infiltration a été plus importante dans le passé et le sera au cours des 10 000 prochaines années. Les écoulements descendants contournent en partie les galeries, 2 à 11 % de l'eau infiltrée y pénétrant effectivement.

Les phénomènes thermiques jouent un rôle important. La recherche d'une évacuation efficace de la chaleur dégagée explique pour une grande part la conception de l'architecture de stockage. Plutôt que remblayées, les galeries ne contiennent que les déchets et le bouclier en titane pour que la chaleur soit transportée (séparément sous et au-dessus du bouclier en titane) aux deux extrémités froides des galeries par changement de phase (transport de vapeur, condensation aux extrémités). Un critère de dimensionnement des ouvrages est de maintenir l'eau en phase liquide dans le milieu poreux entre deux galeries parallèles de stockage. Une telle architecture a vraisemblablement l'inconvénient d'accroître les effets des séismes sur les barrières ouvragées.

Un modèle 3-D d'évolution thermique et hydrique dans l'air des galeries pendant les 500 premières années a été élaboré. La chaleur est transportée, notamment par convection naturelle, verticalement et surtout horizontalement. La température en paroi de galerie atteint 140 °C à 100 ans en partie centrale, et l'humidité relative chute à 20 % RH en partie centrale à 500 ans contre 100 % RH aux extrémités froides. La condensation de l'eau aux extrémités est favorisée par la longueur importante de la partie non chauffée. Cette configuration est jugée favorable vraisemblablement parce qu'elle permet l'évacuation de la chaleur produite par transport convectif dans la direction axiale, suivie d'une condensation aux extrémités.

Le contact de l'eau avec les colis est d'abord limité par le bouclier en titane (dans le scénario nominal pendant 270 000 à 340 000 ans), puis par l'enveloppe en alliage 22. Les calculs établissent qu'une défaillance de leurs soudures est très peu probable avant 170 000 ans. À long terme, hormis les scénarios dégradés, les barrières ouvragées sont altérées par la corrosion généralisée du revêtement métallique, la fissuration sous l'effet de l'hydrogène du bouclier de titane, et la fissuration par corrosion des colis de stockage.

La disponibilité de l'eau dans un colis dégradé a été analysée ainsi que le rôle de l'activité microbienne. Après dégradation des barrières ouvragées et arrivée d'eau au contact des colis, le relâchement des radionucléides est marqué par les conditions oxydantes. Des conditions

réductrices seraient nettement plus favorables à la sûreté, mais en revanche le retraitement n'apporterait pas un avantage décisif. Le rôle défavorable des conditions oxydantes a été revu dans un sens plus optimiste ; les conservatismes dans les vitesses de dissolution des combustibles ont été évalués. Le rôle de l'oxygène dissout sur la dissolution de UO_2 est examiné.

Les radionucléides sont transportés dans le tuf vers la zone saturée où l'écoulement s'effectue par les fractures, avec diffusion et sorption dans la matrice, et éventuellement sous forme colloïdale. Les cheminements envisagés comprennent un segment de 15 km vers l'aval dans les tufs, puis 18 km dans des terrains alluviaux vers l'exutoire, position de l'individu raisonnablement le plus exposé. Les temps de transfert vers l'exutoire varient considérablement suivant les espèces : le technétium 99 non sorbé est un contributeur majeur à l'inventaire relâché pendant les 10 000 premières années. Des incertitudes assez fortes sont attribuées à la nature de l'écoulement (fracture ou matrice).

Les incertitudes hydrogéologiques sont discutées ; les K_d pour l'uranium et le neptunium ont été mesurés et les données thermodynamiques pour Np analysées. Des techniques avancées de transport des radionucléides ont été développées. A long terme, le radon 222 et ses descendants sont des contributeurs majeurs aux effets sur la santé à l'exutoire ; des études portent sur l'occurrence actuelle du radon dans l'environnement.

Des modèles multi-échelles analytiques ou de type probabilistes, prenant en compte des valeurs variables dans l'espace ou le temps des paramètres des modèles (vitesse des fluides ou rétention des éléments U et Np), ont été présentés. Ils simulent par exemple des périodes de glaciation. Ils sont en général partiellement testés sur quelques expériences de laboratoire. Seules quelques présentations ont traité de la mesure de coefficients de rétention, notamment en fonction du temps (présence de sites de sorption irréversibles) pour des échantillons de sols ou de bentonite.

Résultats de l'analyse de sûreté ; scénarios dégradés

La dose efficace individuelle prise en compte pour les 10 000 premières années est 0,15 mSv/an (0,25 mSv/an en France). La dose proposée pour la période ultérieure jusqu'à 1 million d'années, est 0,35 mSv/an. Dans les analyses de sûreté, une grande attention est portée à l'analyse statistique.

Les scénarios dégradés contiennent notamment les défauts de fabrication ou dus au transport, entraînant une dégradation prématurée des barrières ouvragées ; ils comprennent également les séismes avec intrusions magmatiques. La probabilité d'une activité volcanique affectant le stockage (intrusion d'un dyke dans le stockage ou éruption volcanique) est estimée à 10^{-4} pour la période initiale de 10 000 ans. L'effet de laves basaltiques pénétrant dans le stockage est analysé. Les effets des séismes seraient l'ouverture d'une faille et les conséquences sur les barrières ouvragées. L'effet de séismes sur plusieurs types de colis est analysé : même pour les séismes les plus sévères, un endommagement n'est prédit que pour quelques colis, à l'interface avec leur support.

Amont du stockage

Des études portent sur la chimie de l'aluminium présent dans les déchets conditionnés à Hanford. Le rôle du pH sur la rhéologie de déchets sous forme pâteuse est décrit. Deux communications ont été consacrées au projet de conteneur universel destiné au transport et à l'entreposage ; il serait placé dans les colis alliage 22 pour un enfouissement sans nécessité de réouverture. Ce

projet est poussé par le DOE en collaboration avec l'industrie : les difficultés se sont avérées nombreuses sur les plans économiques, réglementaires, organisationnels et techniques (notamment, choix de matériaux satisfaisant à la fois les objectifs de court et de long terme). En 2007, l'étude de faisabilité a conduit à la formulation de spécifications par le DOE. Une revue critique de l'analyse de sûreté du transport des colis (par rail essentiellement, de la côte Est à Yucca Mountain) conduit à des estimations plus faibles de l'impact radiologique.

Les colis

Plusieurs présentations ont porté sur le comportement du combustible oxyde UO_2 ou Mox (assemblages, colis de stockage, gaines, oxyde lui-même) en entreposage ou dans des conditions de stockage, soit en milieu réducteur granitique ou argileux, soit dans les conditions de YM. Les effets de l'eau (vapeur ou liquide) en présence de différents rayonnements ionisants sont étudiés pour conforter les modèles actuels et comprendre les mécanismes de dégradation (relâchement instantané de radionucléides) ou de protection (présence de H_2 ou d'oxyde de gadolinium dans UO_2 ou de phases secondaires). Hormis les études classiques sur des échantillons d'oxyde non irradiés en réacteur, certaines expériences portaient sur des échantillons de combustible (taux de combustion moyen jusqu'à 75 GWj/t) ou prélevés dans le rim des pastilles (taux de combustion local à 140 GWj/t). Leur lixiviation est très différente et la structure du rim est responsable de l'importance du relâchement instantané. Le mécanisme de protection de la lixiviation de UO_2 par H_2 (milieu réducteur) se révèle très complexe. L'inhibition des radicaux oxydants dus à la radiolyse de l'eau et la réduction d'U-VI par H_2 semblent comprises mais le rôle de la surface d' UO_2 (activation de H_2) reste encore incertain. A YM, les conditions de lixiviation seront très particulières (très faible rapport volume d'eau sur surface exposée, eau contenant de l'oxygène) conduisant à des précipités d'altération protecteurs de l'oxyde en surface.

Les expériences montrent une forte diminution des vitesses d'altération après quelques mois et l'influence du calcium et du silicium dans l'eau sur la formation des phases secondaires. Des présentations ont abordé la modélisation de la quantité d'eau qui pourrait entrer, à long terme, en contact avec l'oxyde dans un colis (0,5 l/an). Les études concernant YM ont pour but de tester si les données utilisées pour l'analyse de sûreté de ce stockage sont réalistes ou trop conservatives. Les dommages causés aux installations de stockage par un séisme, et notamment aux colis, font aussi l'objet de modélisations. Enfin, la corrosion des colis de YM pourrait être due aux microorganismes ; des études sont conduites sur ce sujet (expériences et scellement du stockage). L'effet serait négligeable. Une seule présentation a concerné ce que seraient les déchets dans le cas où le combustible usé serait retraité avec le procédé Urex + 1a (alliages métalliques, ciment, verre).

Les présentations de IHLRWM 08 et les documents associés permettent d'avoir une vue assez complète de tous les aspects touchant à la réalisation d'un stockage géologique notamment de celui de YM. Bien que très spécifique au regard des autres projets, l'intégration des E&R ayant abouti au dépôt d'une demande d'autorisation reste exemplaire. L'aspect méthodologie est donc transposable. Les informations sur les E&R conduites en Europe et en Asie en vue d'un stockage géologique montrent une bonne cohérence. Aucune information n'a été donnée sur l'impact que pourrait avoir le retraitement du combustible usé américain sur YM. La décision de changer de politique en matière de gestion du combustible usé ne dépend pas que de la capacité de stockage de YM, souvent mise en avant.

▪ Comparaison des projets de stockage profond

Toutes les études présentées étaient liées à la caractérisation de sites potentiels de stockage. Plusieurs d'entre elles ont permis de faire un point sur les ouvrages déjà en place (Suisse, Japon, Corée, Suède, Finlande, Allemagne et USA) ou en projet (UK). La conférence donne ainsi une vue technique actualisée de la situation des principaux pays se préparant au stockage géologique.

La situation de la France est connue : stocker d'ici à 40 ans, environ 7 000 m³ de déchets HAVL et 70 000 m³ de déchets MAVL. L'Andra doit préparer une demande d'autorisation pour 2015 et l'ouverture d'un stockage réversible pourrait avoir lieu en 2025. Les étapes de la sélection sont : 2007-2009, reconnaissance de la zone de transposition et sélection d'une zone restreinte de 30 km² ; 2010-2011, reconnaissance détaillée de la zone restreinte et sélection de 1 000 ha ; 2013, débat public et sélection de 250 ha. Les critères de réversibilité doivent être proposés d'ici à 2014. Les difficultés à surmonter sont de nature scientifique (changements d'échelles pour passer d'un laboratoire souterrain à un stockage), conceptuelle (définition de la réversibilité) et sociétale avec la sélection finale du site de stockage et la mémoire à long terme du lieu.

Le début des recherches en Suède date de 1978. Depuis le concept KBS 3 de 1983, également adopté par la Finlande, le choix a été fait du conteneur de cuivre soudé par friction et à des réalisations de type pilote industriel (soudage et mise en place dans les puits avec bentonite ; tests de la machine à déposer les colis ; démarrage de l'usine d' « encapsulation » en 1996). Le calendrier devrait être : 10 ans de prospective (1990-2000) et 10 ans d'investigation sur deux sites (2000-2010). La sélection d'un site granitique doit avoir lieu en 2010 et la construction débiter en 2015. L'ouverture est prévue en 2025. La Suède doit encore passer à l'industrialisation, procéder à l'évaluation de sûreté (scénarios de glaciation) et conserver la confiance acquise auprès du public. SKB réserve encore le choix entre un stockage vertical ou horizontal.

En Corée où 40 % de l'électricité est d'origine nucléaire et où 10 centrales supplémentaires doivent être construites d'ici à 2030, l'entreposage des déchets (9 700 t) en piscines sur le site des centrales sera saturé fin 2008. Un réarrangement des assemblages PWR et une nouvelle répartition entre centrales repousseront la saturation vers 2017 (gain d'un facteur 1,5). Le combustible usé Candu est entreposé à sec en silo sur site et dans des entrepôts centralisés. Un stockage pour les déchets MAVC sera achevé en 2008. Une loi définit un plan gouvernemental de R&D (2005-2011) pour les HMAVL et les bases d'un stockage (A-KRS : Korean Reference System) dont l'ouverture est prévue en 2030. Un tunnel (KURT : KAERI Underground Research Tunnel) dans du granite, achevé en novembre 2006, est exploité ; en 2012, à partir de ce tunnel sera creusé un laboratoire souterrain à – 300 m. Cette installation servira à valider le concept de stockage coréen. La Corée envisage des RNR à combustible métallique, retraité par voie pyrométallurgique ; leurs déchets iront au stockage avec des assemblages PWR et Candu.

En Allemagne, un site de stockage (Gorleben) avait été choisi en 1977 et l'ensemble de la technologie d'exploitation d'un tel site a été testé. En Suisse, de nouvelles dispositions légales (Plan sectoriel pour des stockages géologiques, approuvé en avril 2008) permettent la recherche d'un site et encouragent un processus transparent et démocratique, dans un cadre géographique très contraint par la proximité des pays étrangers. La décision qui sera prise par le gouvernement sera soumise à référendum. Les Pays-Bas étudient l'intérêt d'un parc nucléaire (50 GWe à l'horizon 2050) et du retraitement pour réduire le volume des déchets produits. L'Union Sud Africaine prévoit de produire 20 GWe par des centrales nucléaires (PWR, PBMR) et son plan d'équipement d'août 2007 prévoit l'établissement d'une agence nationale de gestion des déchets radioactifs.

En règle générale, les Américains se disent impressionnés par les efforts déployés par l'Union européenne et les projets qu'elle a bâtis. A l'aide d'un exposé très brillant sur le WIPP, les Etats-Unis ont présenté cette installation comme la première preuve de principe de la sûreté d'un stockage et de son opérabilité ; l'exposé a également porté sur la démonstration des opérations de transport et de mise en stockage des colis.

▪ Organismes internationaux

En 2006, l'AIEA a publié parmi ses « standards » les critères de sûreté d'un stockage géologique des déchets radioactifs (WS-R-4). Elle prépare maintenant la publication d'un guide de sûreté, avec en particulier le rôle de la chaleur générée et la question des longues périodes. Deux appendices insistent particulièrement sur la recherche de site et l'évaluation de sûreté, s'appuyant sur l'expérience internationale. Ce guide a été présenté faisant appel à des réponses de la part des institutions engagées. Les efforts européens, en particulier franco-belges ont été mis en évidence et la recherche d'une collaboration internationale encouragée.

▪ Aspects sociétaux

Sur le thème de la perception du public, une table ronde a permis de réunir des autorités internationales et américaines ainsi que des journalistes locaux. Parmi les sujets abordés : le rôle de la terre pour les indiens « native americans », la place des communautés scientifiques, les relations et les obligations vis-à-vis des media (quelle place, à quel niveau ?), le ton donné aux explications « to talk with, not to talk to... », et la saturation déjà atteinte de l'information au Nevada.

En Finlande, une municipalité, site d'une centrale nucléaire a été choisie pour accueillir un centre de stockage, ce qui a beaucoup facilité l'acceptation de la population. L'évolution de la perception des habitants depuis 1998, période pendant laquelle un troisième réacteur a aussi été implanté, a été favorable.

L'Andra a présenté l'échelle de réversibilité et l'ensemble de ses travaux.

Le gouvernement de l'Ontario (Canada) a mis en place un processus coopératif de recherche de site. On constate une moindre sensibilité aux questions techniques qu'aux problèmes de comportement ou de gestion au jour le jour. Les processus négatifs sont listés et le coût « significatif » de la confiance mis en lumière. Dans cet esprit, un nouvel organisme de gestion des déchets a proposé un processus de recherche de site, avec information maximale des populations. La composante sociologique est particulièrement dense, mais les objectifs et les caractéristiques de la démarche sont certainement exemplaires d'un couplage très étroit avec les sciences sociales. La diffusion d'une information convenable, aisément accessible et facile à comprendre est également envisagée (Japon, Etats-Unis...).

Certains présentent le stockage profond des déchets comme le point faible de la « Renaissance nucléaire » et l'idée de sites de stockage multinationaux a été à nouveau soulevée, également dans un esprit de non-prolifération.

Il est aussi significatif que l'OCRWM ait fait appel au système d'Enseignement supérieur du Nevada pour établir un système d'Assurance Qualité pour les programmes DOE et maintenant pour GNEP.

▪ **Compte-rendu de la mission de Jean-Claude Duplessy - La gestion des déchets nucléaires au Canada – du 25 septembre au 1er octobre 2008**

Le Canada possède 22 réacteurs de type Candu situés en Ontario, au Nouveau Brunswick et au Québec. Un faible pourcentage de déchets nucléaires provient de prototypes et de réacteurs de recherche.

♦ **Les déchets de haute activité à vie longue**

Il n'est pas prévu de recycler le combustible usé ; considéré comme déchet ultime, il est entreposé sur les sites des réacteurs en attente d'un stockage géologique.

Un concept de stockage direct en couche géologique profonde avait été élaboré par une société d'Etat fédérale (Energie Atomique du Canada Limitée, EACL) et l'opérateur Ontario Hydro. Ce concept a été soumis en 1988 à une Commission fédérale indépendante (Commission Seaborn) qui a publié ses conclusions et recommandations en 1998. La commission a considéré que la démonstration de sûreté du concept d'EACL était suffisante pour une étude d'avant-projet et donc acceptable techniquement, mais qu'elle n'apportait pas la preuve de l'acceptabilité sociale. Les recommandations de cette commission ont conduit à une loi sur les déchets de combustible nucléaire, entrée en vigueur en 2002.

La loi de 2002 fixe le cadre juridique de création, par les producteurs de déchets, d'une Société de Gestion des Déchets Nucléaires (SGDN en anglais NWMO) et du financement de la gestion de ces déchets.

86

Dès sa mise en place, la SGDN a élaboré un vaste processus de consultation (Internet, réunions publiques, concertation avec les associations) ; en 2005, elle a présenté au gouvernement un rapport recommandant une méthode de *gestion adaptative progressive*, couplant une approche technique (stockage géologique, possibilité de récupération des déchets, étape facultative de stockage à faible profondeur, surveillance continue, conception flexible, poursuite de la recherche technique et sociétale) et un système de gestion décisionnel progressif et adaptatif (acquisition continue de connaissance et adaptation, ouverture, transparence et recherche d'une collectivité hôte, informée et consentante, de préférence dans un des états bénéficiant de la production d'électricité nucléaire).

En 2007, la SGDN a reçu mandat de mettre en œuvre la méthode de gestion à long terme du combustible nucléaire irradié canadien dans des conditions socialement acceptables, techniquement sûres, écologiquement responsables et économiquement viables en appliquant le mode de gestion proposé précédemment. Le Conseil d'administration de la SGDN a adopté sept objectifs stratégiques de planification :

- ❖ continuer à édifier des relations à long terme avec les canadiens et les autochtones intéressés ;
- ❖ poursuivre la recherche technique et sociale ;
- ❖ élaborer une formule de financement sûre sur le long terme ;
- ❖ examiner les plans en continu ;
- ❖ continuer à mettre au point une structure de gouvernance ;
- ❖ faire de la SGDN une organisation de mise en œuvre ;
- ❖ mettre au point, en concertation, un processus de sélection d'un site de stockage.

Ces objectifs sont déclinés dans le cadre d'un plan de mise en œuvre s'étendant sur la période 2008-2012, dont la version révisée a été publiée en juin 2008.

La SGDN s'appuie très largement, au plan scientifique et technique, sur des bureaux d'étude et de nombreuses équipes universitaires. Elle fait une large part aux sciences sociales et soutient financièrement des projets qui intéressent les chercheurs, quelle que soit leur appréciation de l'énergie nucléaire, s'ils aident à éclairer le débat. La SGDN s'est engagée à travailler en collaboration avec les citoyens et organisations intéressés qu'elle sollicite activement pour mettre au point un processus de sélection de site de stockage. Elle accorde une attention toute particulière aux préoccupations sociales et éthiques des communautés amérindiennes autochtones.

♦ **Les déchets de moyenne et faible activité à vie longue**

L'agence canadienne d'évaluation environnementale et la commission canadienne de sûreté nucléaire ont rendu public en juin 2008, aux fins de commentaires, l'ébauche d'étude d'impact environnemental et le projet d'entente concernant la commission d'examen liés au projet de Ontario Power Generation (OPG) d'entreposage des déchets radioactifs de faible et de moyenne activité dans des formations géologiques profondes. Cet entreposage serait situé dans la municipalité de Kincardine, en bordure du lac Ontario dans le site nucléaire de Brice.

C'est la dernière phase d'un processus commencé dès 2002 (mémoire d'accord entre la municipalité de Kincardine et l'OPG sur l'étude des options d'implantation d'un stockage de déchets FAVL et MAVL dans le site de Brice. Le stockage est envisagé dans des argiles ordoviciennes situées à environ 800 m de profondeur. Le projet a reçu un accord de principe du conseil de Kincardine en 2004 et les résidents en ont voté le soutien en 2005. Il a reçu ensuite l'accord de la Commission canadienne de sûreté nucléaire en 2006 et en 2007, l'approbation du ministère chargé de l'environnement.

La responsabilité de ce projet devrait passer prochainement de l'OPG à la SGDN qui considère l'approche suivie comme un modèle de relations avec la société civile canadienne pour le stockage géologique des autres déchets nucléaires, notamment ceux de haute activité.

* * *

▪ **Euradwaste 08 - 20 au 22 Octobre 2008 à Luxembourg**

L'objectif était de tirer un bilan du 6^{ème} programme-cadre mis en place par l'Union européenne sur la gestion et l'élimination des déchets nucléaires. Quatre sessions étaient consacrées aux questions socio-politiques ; quatre autres présentaient un bilan des résultats obtenus dans les différents programmes du 6^{ème} PCRD.

Dans la première session, l'Andra a exposé la situation en Europe : réalisations pour les déchets à vie courte et projets pour les déchets à vie longue (France, Finlande, Suède, Allemagne, USA...). Elle a énuméré les défis scientifiques, techniques et politiques aux niveaux national et local et rappelé les tâches de l'Andra concernant la réversibilité, le suivi et la mémoire du stockage.

La Finlande a rappelé les facteurs économiques gouvernant un projet de stockage et son cadre temporel, légal et financier ; le stockage devrait être opérationnel en 2020 dans le granite de Olkiluoto à un coût estimé en décembre 2006, de 3 G€. La Finlande estime indispensable de montrer qu'une solution technique reste économiquement réaliste. L'impact des grands paramètres (quantité à stocker, taux de combustion, prix du cuivre, taux d'intérêt ...) a été analysé. L'avancement des autres projets au plan international peut conduire à modifier des solutions techniques. La Finlande avait autrefois cherché des solutions « étrangères » mais maintenant le combustible usé doit rester en Finlande. L'orateur a mis en garde contre des solutions coopératives en insistant sur les différences entre contextes nationaux.

L'exposé de la Nagra portait sur diverses questions : comment convaincre de la sûreté d'un stockage ? Comment la définir ? D'où vient la différence d'appréciation entre le public et l'expert ? Comment communiquer sur ce sujet ? Est-ce à l'opérateur de communiquer ? A quel point la crédibilité du message est-elle liée à celle du messenger ou du système ? De quelles échelles de temps parlons-nous ? Sont-elles les mêmes pour le public et pour les techniciens ? Quel effort pour comprendre les préoccupations du public ? La communication a fait de gros progrès entre spécialistes. Mais trop d'information tue l'information (surtout pour le non-spécialiste). Il a énoncé des conditions pour retrouver la confiance : le projet, le processus de décision, sa transparence, le cadre législatif qui l'entoure...

Concernant la séparation-transmutation, une revue des études de séparation a mentionné le rôle des programmes européens dans la séparation poussée. Dans le même esprit, a été souligné le rôle central d'Eurotrans parmi tous les projets de R&D du 6^{ème} PCRD. L'objectif de Pateros a été rappelé : établir une vision européenne du déploiement de scénarios de séparation-transmutation, pour contribuer à la plate-forme SNE-TP. Les résultats des expériences d'irradiation sur Phénix ont été soulignés. L'expérience Guinevere est décrite comme essentielle pour les ADS. Une solution économiquement acceptable pour un ADS nécessite encore beaucoup de R&D, en particulier sur les matériaux et les combustibles chargés en actinides mineurs.

Les travaux du programme Red-Impact visent à évaluer l'impact de la séparation-transmutation sur le stockage des déchets. Les USA et le Japon s'accordent pour dire que le recyclage du plutonium et des actinides mineurs réduirait la longueur des galeries (facteur 5, et même 40 si, de plus, Sr et C étaient séparés) mais n'affecterait qu'à peine les coûts. L'orateur présente comment une nation ayant un parc important et visant un nucléaire durable pourrait se charger de l'incinération des déchets de pays abandonnant le nucléaire. En conclusion, il insiste sur le besoin d'installations de démonstration. Enfin l'analyse de scénarios montre que l'incinération des actinides demandera plus d'un siècle, avec des combustibles extrêmement chauds, mais réduira considérablement l'inventaire de radiotoxicité à gérer.

Une table ronde intitulée : « brûler ou enterrer » a contesté le rôle de la séparation-transmutation considérée comme un moyen des politiciens pour « traîner des pieds ». Cependant, il a été souligné que la séparation permet d'accroître la capacité des stockages et que l'incinération des actinides mineurs pourrait aider la communauté du stockage à trouver des consensus politiques. *In fine*, une coopération étroite entre « stockage géologique » et « séparation-transmutation » est réclamée pour définir des systèmes cohérents de gestion, avec en particulier un examen du timing des deux opérations).

Présentation de programmes particuliers :

1. L'objectif de NFPRO a été de réaliser l'intégration des recherches sur le champ proche (19 M€, 40 organisations, dont le CEA, l'Andra et des universités). Etudes de la diffusion, de la corrosion de l'acier dans la bentonite compactée, et de barrières chimiquement réactives (coprécipitation de radionucléides durant le processus d'altération). L'idée a été exprimée qu'il n'y avait guère de synthèse possible entre différents programmes nationaux.
2. ESDRED (www.esdred.info) est centré sur les questions d'ingénierie et de technologie (13 participants dont 7 agences coordonnés par l'Andra ; 18,4 M€) ; des démonstrateurs sont déjà réalisés.
3. FUNMIG (www.funmig.com) vise l'étude des mécanismes fondamentaux de la migration des radionucléides. Pour l'évaluation des performances d'un système de stockage, le transfert des connaissances d'un type de roche à l'autre apparaît limité. Il est rappelé que chaque étude de sûreté est unique.
4. PANIMA (méthodologies d'évaluation des connaissances, www.ip-pamina.eu) vise notamment l'étude des fonctions de sûreté. La présentation qui a été faite du traitement des incertitudes était grotesque et illustre d'ailleurs la qualité et le niveau faibles de certains exposés.
5. CARD : est la plate-forme technologique proposée dans le domaine du stockage géologique, visant la mise en pratique de la politique des Etats membres sur le stockage, quelle que soit la nature de la roche-hôte.
6. Il existe un consensus pour dire que la recherche sur les processus physiques et chimiques bénéficiera de la coordination en Europe, que la confiance s'accroîtra de consensus partagé entre divers programmes et que la visibilité des conclusions s'en trouvera améliorée.
7. Les organismes de sûreté (IRSN) rappellent que la sûreté s'obtient par l'indépendance et la compétence technique et que la coopération entre organismes est aussi un moyen d'accroître leur compétence.

89

* * *

- **Conférence Kontec - 9th International Symposium on Conditioning of Radioactive Operational & Decommissioning Wastes** - Dresde, Allemagne du 15 au 17 avril 2009

Les Conférences internationales bisannuelles Kontec se tiennent en Allemagne depuis 1993. Elles regroupent des experts des centrales nucléaires et des installations nucléaires annexes, des équipementiers, des autorités de régulation et des organismes d'évaluation. Les thèmes abordés sont essentiellement le démantèlement des installations nucléaires et le conditionnement des déchets de démantèlement. L'organisation de Kontec 2009 comportait des séances plénières, des séances portant sur des aspects plus ponctuels, des séances de posters et une importante exposition de services et matériels (44 exposants). Environ 700 personnes étaient inscrites à la conférence. La participation était très largement allemande (environ 60 personnes d'autres pays de l'Union européenne et de la Russie).

Les thèmes traités ont été les suivants :

- ❖ Stockage des résidus radioactifs issus des installations nucléaires et de leur démantèlement ;
- ❖ Procédures et démantèlement des installations nucléaires (thème le plus important) ;
- ❖ Installations et dispositions pour le conditionnement et le colisage des déchets ;
- ❖ Transport, entreposage temporaire et stockage des déchets athermiques (en référence au stockage géologique de Konrad).

Le démantèlement des installations nucléaires, notamment des réacteurs de puissance dans les prochaines décennies, se prépare depuis de nombreuses années sur des installations modestes de traitement de la matière radioactive et des réacteurs nucléaires expérimentaux. Les enjeux commerciaux sont très importants : on estime le prix du démantèlement au dixième de celui de la construction. La majorité des matériaux et des déchets produits (des centaines à des milliers de tonnes par installation) sont des métaux et des gravats, les déchets étant de type TFA. A Kontec, il n'a pas été question des déchets de type MAVL/HAVL issus des parties très actives des installations. Les déchets de type FAVL n'ont pas été singularisés.

Les présentations se concentraient sur le cas de l'Allemagne où les déchets sont classés suivant leur thermicité et où les stockages envisagés sont des stockages géologiques profonds. L'Allemagne procède à la libération de certains déchets TFA (ce qui n'est pas le cas en France) qui diminue considérablement les quantités à stocker. L'Allemagne a pris une part importante à des développements techniques pour le démantèlement des grandes structures (réacteurs notamment) conduits dans l'Union européenne il y a plus de 10 ans. Les procédures sont établies et les outils disponibles. Le conditionnement consiste essentiellement en la mise en conteneurs de grandes dimensions (plusieurs m³) avec blocage éventuel par du ciment. Des présentations ont été faites de cas de conditionnement et de projets d'installations intégrant le traitement des déchets bruts liquides et le conditionnement des déchets de procédé pour de futurs parcs nucléaires à l'étranger (Chine).

Le thème du conditionnement est très lié à la mise en service prochaine du stockage de Konrad (situé à une profondeur de - 800 m) pour des déchets athermiques, avec des installations souterraines semblables aux cavités étudiées pour le stockage des déchets MAVL en France. Les conteneurs de stockage pour Konrad sont l'objet de caractérisations mécaniques ou de test de résistance au feu. Certains aspects réglementaires ou de construction du stockage ont été évoqués (constitution des dossiers, spécifications des colis de stockage, transports des colis ou grands composants). Un symposium international (21-23 septembre 2009, Wiesbaden) sera consacré à la révision internationale, à la baisse, des règles de libération des déchets TFA et de ses conséquences économiques sur le démantèlement.

Kontec est un instrument d'échange d'informations et d'expériences pour les experts d'une branche industrielle liée à des problèmes de plus en plus complexes car allant vers le démantèlement de réacteurs de puissance. Il s'agit de l'aspect « ingénierie » du conditionnement et du démantèlement, pour des cas concrets. Le congrès est donc l'objet d'une forte participation d'entreprises présentant leurs services et leurs outils. Avec la mise en service du stockage géologique de Konrad, l'accent a été mis sur les conteneurs de stockage et sur les problèmes, institutionnels ou opérationnels, de gestion des déchets allemands. Des thématiques discutées dans Kontec, il ressort que la gestion des déchets de démantèlement ne pose pas de problème scientifique majeur si des filières d'évacuation existent pour les déchets TFA, FMAVC et FAVL, mais plutôt des problèmes d'ordre organisationnel.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Président : Bernard TISSOT

Vice-Présidents : Jean-Claude DUPLESSY & Robert GUILLAUMONT

Secrétaire général : Maurice LAURENT

Conseiller scientifique : Claire KERBOUL

Secrétariat administratif

Chantal JOUVANCE & Florence LEDOUX

Tour Mirabeau

39-43 Quai André Citroën

75015 PARIS

Tél. : 01 40 58 89 05

Fax : 01 40 58 89 38