

N° 2159

N° 250

—
ASSEMBLÉE NATIONALE

—
SÉNAT

CONSTITUTION DU 4 OCTOBRE 1958

DOUZIÈME LEGISLATURE

SESSION ORDINAIRE DE 2004 – 2005

Enregistré à la Présidence de l'Assemblée nationale
Le 16 mars 2005

Annexe au procès-verbal
de la séance du 16 mars 2005

**OFFICE PARLEMENTAIRE D'ÉVALUATION
DES CHOIX SCIENTIFIQUES ET TECHNOLOGIQUES**

RAPPORT

sur

**L'ÉTAT D'AVANCEMENT ET LES PERSPECTIVES
DES RECHERCHES SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS**

Par M. Christian BATAILLE et M. Claude BIRRAUX,
Députés

Déposé sur le Bureau
de l'Assemblée nationale
par M. Claude BIRRAUX,

Déposé sur le Bureau du Sénat
par M. Henri REVOL,

Premier Vice-Président de l'Office

Président de l'Office

**Composition de l'Office parlementaire d'évaluation
des choix scientifiques et technologiques**

Président

M. Henri REVOL

Premier Vice-Président

M. Claude BIRRAUX

Vice-Présidents

M. Claude GATIGNOL, député

M. Pierre LASBORDES, député

M. Jean-Yves LE DÉAUT, député

M. Jean-Claude ÉTIENNE, sénateur

M. Pierre LAFFITTE, sénateur

M. Claude SAUNIER, sénateur

Députés

M. Jean BARDET
M. Christian BATAILLE
M. Claude BIRRAUX
M. Jean-Pierre BRARD
M. Christian CABAL
M. Alain CLAEYS
M. Pierre COHEN
M. Francis DELATTRE
M. Jean-Marie DEMANGE
M. Jean DIONIS DU SÉJOUR
M. Jean-Pierre DOOR
M. Pierre-Louis FAGNIEZ
M. Claude GATIGNOL
M. Louis GUÉDON
M. Christian KERT
M. Pierre LASBORDES
M. Jean-Yves LE DÉAUT
M. Pierre-André PÉRISSOL

Sénateurs

M. Philippe ARNAUD
M. Paul BLANC
Mme Marie-Christine BLANDIN
Mme Brigitte BOUT
M. François-Noël BUFFET
M. Roland COURTEAU
M. Jean-Claude ÉTIENNE
M. Christian GAUDIN
M. Pierre LAFFITTE
M. Serge LAGAUCHE
M. Jean-François LE GRAND
Mme Catherine PROCACCIA
M. Daniel RAOUL
M. Ivan RENAR
M. Henri REVOL
M. Claude SAUNIER
M. Bruno SIDO
M. Alain VASSELLE

INTRODUCTION.....	7
CHAPITRE I - <i>LE CONSTAT SCIENTIFIQUE</i> : LES RECHERCHES DE LA LOI DE 1991 ONT PRECISE LES ATOUTS RESPECTIFS DE LA TRANSMUTATION, DU STOCKAGE ET DE L'ENTREPOSAGE ET DEMONTRE LEUR COMPLEMENTARITE	11
I.- <i>L'AXE 1</i> : LA SEPARATION ET LA TRANSMUTATION DES DECHETS RADIOACTIFS DE HAUTE ACTIVITE EST ENVISAGEABLE A L'HORIZON 2040.....	11
II.- <i>L'AXE 2</i> : LA FAISABILITE EN FRANCE DU STOCKAGE GEOLOGIQUE REVERSIBLE ENTRE 2020 ET 2025 EST TRES PROBABLE MEME SI QUELQUES INCERTITUDES TECHNICO-SCIENTIFIQUES RESTENT A LEVER	34
III.- <i>L'AXE 3</i> : LA FAISABILITE DE L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE, INDISPENSABLE AUJOURD'HUI ET DEMAIN, DOIT ETRE DEMONTREE PAR UNE REALISATION CONCRETE	66
IV.- <i>LA COMPLEMENTARITE DES TROIS AXES</i> : LES RECHERCHES OUVRONT DES OPTIONS COMPLEMENTAIRES APRES 2020-2025	73
CHAPITRE II - <i>LES CONCLUSIONS POLITIQUES</i> : LES PRINCIPES GENERAUX D'UNE GESTION DURABLE DES DECHETS RADIOACTIFS PEUVENT ETRE DEFINIS PAR LA LOI EN 2006	83
I.- <i>L'INFORMATION ET LE DEBAT</i> : L'INFORMATION SUR LES RESULTATS DES RECHERCHES RELATIVES A LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS DOIT ETRE AMELIOREE A TOUS LES NIVEAUX : LOCAL, NATIONAL ET INTERNATIONAL.....	84
II.- <i>LA RECHERCHE</i> : LE PARLEMENT DOIT CONTINUER D'IMPULSER ET DE JALONNER LES RECHERCHES SUR LES TROIS AXES.....	92
III.- <i>LES RETOMBEES</i> : LA VALORISATION LOCALE ET NATIONALE DES RECHERCHES DE LA LOI DE 1991 EST UN GISEMENT A EXPLOITER SUR LES PLANS SCIENTIFIQUE, UNIVERSITAIRE ET INDUSTRIEL.....	103
IV.- <i>LES METHODES DE GESTION</i> : TROIS DECISIONS DE PRINCIPE, FORMANT TRIPTYQUE, DE RECOURS A LA TRANSMUTATION, AU STOCKAGE GEOLOGIQUE ET A L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE, DEVRAIENT ETRE PRISES PAR LA LOI, ASSORTIES D'UN CALENDRIER DE DECISIONS POUR LES POUVOIRS PUBLICS	109
V.- <i>LA LOGIQUE D'ENSEMBLE</i> : LE PLAN NATIONAL DE GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS ET DES MATIERES VALORISABLES (PNGDR-MV), CADRE GENERAL INDISPENSABLE, DEVRAIT ETRE CONSACRE PAR LA LOI.....	125

VI.- LE FINANCEMENT : LA GARANTIE A TRES LONG TERME DU FINANCEMENT DE LA RECHERCHE ET DE LA GESTION INDUSTRIELLE DES DECHETS RADIOACTIFS POURRAIT ETRE RENFORCEE PAR LA CREATION D'UN FONDS DEDIE	131
VII.- L'AGENCE NATIONALE : L'ANDRA DOIT ETRE RENFORCEE POUR FAIRE FACE A SES NOUVELLES MISSIONS	143
CONCLUSION	147
RECOMMANDATIONS.....	151
COMPTE RENDU DE L'EXAMEN DU RAPPORT PAR L'OFFICE, LE 15 MARS 2005	153
ANNEXE 1 : LES STOCKS ACTUELS ET FUTURS DE DECHETS RADIOACTIFS EN FRANCE.....	161
ANNEXE 2 : LES PRINCIPALES CARACTERISTIQUES DES RADIOELEMENTS PRESENTS DANS LES DECHETS RADIOACTIFS	167
ANNEXE 3 : LOI N° 91-1381 DU 30 DECEMBRE 1991 RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS	169
ANNEXE 4 : LES MOYENS FINANCIERS ALLOUES AUX RECHERCHES DE LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991	175
ANNEXE 5 : LISTE DES PERSONNALITES RENCONTREES SUR LE TERRAIN OU EN AUDITIONS PRIVEES.....	177
ANNEXE 6 : LISTE DES AUTEURS DES PRESENTATIONS FAITES LORS DES AUDITIONS PUBLIQUES DES 20 ET 27 JANVIER ET DU 3 FEVRIER 2005	185
ANNEXE 7 : LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS DANS 5 PAYS EUROPEENS ET AUX ETATS-UNIS	192
I.- LE CHOIX DU STOCKAGE GEOLOGIQUE	193
II.- LES DEUX SITES DE GORLEBEN ET DE KONRAD.....	197
III.- LE PROCESSUS DE DECISION.....	206
I.- L'ORGANISATION DE LA RECHERCHE SUR LES DECHETS RADIOACTIFS	217

Nota : le compte rendu intégral des trois journées d'auditions publiques est consultable sur les sites Internet de l'Assemblée

nationale (www.assemblee-nationale.fr/12/rap-off/i2159-auditions.asp) et du Sénat (www.senat.fr)

ANNEXE 7 : LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS EN ALLEMAGNE, EN BELGIQUE, AUX ETATS-UNIS, EN FINLANDE, EN SUEDE ET EN SUISSE 197

Introduction

L'intérêt de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques pour la gestion des déchets radioactifs et son implication dans la recherche de solutions datent de 1990.

C'est en décembre 1990, en effet, que l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques a adopté le rapport de Christian BATAILLE sur la gestion des déchets radioactifs, qui a largement inspiré la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs¹.

Afin de suivre le bon déroulement des recherches prescrites par la loi de 1991, tout en élargissant le champ de ses réflexions à des questions connexes, l'Office parlementaire a, par la suite, publié six autres rapports relatifs à ce domaine ^{2, 3, 4, 5, 6 et 7}.

¹ La gestion des déchets nucléaires de haute activité, par M. Christian BATAILLE, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 1839, Sénat n° 184 (1990-1991), décembre 1991.

² La gestion des déchets très faiblement radioactifs, par M. Jean-Yves LE DÉAUT, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 2624, Sénat n° 309 (1991-1992), avril 1992.

³ L'évolution de la recherche sur la gestion des déchets nucléaires de haute activité – tome I : les déchets civils, par M. Christian BATAILLE, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 2689, Sénat n° 299 (1995-1996), mars 1996.

⁴ L'évolution de la recherche sur la gestion des déchets nucléaires de haute activité – tome II : les déchets militaires, par M. Christian BATAILLE, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 541, Sénat n° 179 (1997-1998), décembre 1997.

⁵ L'aval du cycle nucléaire – tome I : étude générale, par M. Christian BATAILLE, Député, et M. Robert GALLEY, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 978, Sénat n° 492 (1997-1998), juin 1998.

⁶ Les conséquences des installations de stockage des déchets nucléaires sur la santé publique et l'environnement, par Mme Michèle RIVASI, Députée, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 2257, Sénat n° 272 (1999-2000), mars 2000.

⁷ Les possibilités d'entreposage à long terme de combustibles irradiés, par M. Christian BATAILLE, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 3101, Sénat n° 347 (2000-2001), mai 2001.

Depuis 1990, le Parlement assure un rôle de vigie sur le dossier des déchets radioactifs. Les majorités ont changé, de même que les ministres, les cabinets ministériels, les dirigeants des grandes administrations. Même si les dossiers se transmettent d'un responsable à un autre depuis lors, c'est le Parlement qui possède la mémoire vivante de la problématique des déchets radioactifs. Au reste, aucune majorité n'a remis en cause la loi de 1991 ni n'a rogné sur les crédits de recherche correspondants

Huitième rapport de l'Office parlementaire sur ces questions techniquement difficiles et politiquement délicates, le présent rapport intervient en une période particulière, à savoir le début de l'année 2005, qui marque l'approche du terme de la période de 15 années dévolue par la loi du 30 décembre 1991 exclusivement aux recherches avant toute décision concernant la création, le cas échéant, d'un centre de stockage de déchets radioactifs à haute activité.

Cette année 2005 verra, logiquement, l'ensemble des acteurs de la recherche remettre leurs bilans et leurs recommandations aux pouvoirs publics qui, pour leur part, se livreront à un travail d'analyse, d'évaluation et de synthèse, en vue de déterminer quelles suites éventuelles donner au formidable processus de réflexions et d'expérimentations initié par la loi de 1991.

Pour bien marquer l'intérêt du Parlement pour la gestion des déchets radioactifs, c'est le Bureau de l'Assemblée nationale, qui, à l'initiative des présidents du Groupe de l'Union pour un Mouvement Populaire, du Groupe Socialiste, du Groupe de l'Union pour la Démocratie Française, du Groupe des Député-e-s Communistes et Républicains, a saisi, le 4 juin 2003, l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques de la présente étude sur « *l'état d'avancement et les perspectives des recherches sur la gestion des déchets radioactifs* ».

L'ouverture sur l'étranger étant apparue d'une importance critique pour replacer la situation française des déchets radioactifs dans son contexte international, des études détaillées ont été conduites sur les recherches, les projets et les réalisations de 6 pays significatifs dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs : Allemagne, Belgique, Finlande, Suède, Suisse et États-Unis. Au total, ce sont plus de 180 chercheurs et responsables de laboratoires ou d'administration qui ont été auditionnés sur place, ce qui permet au total de dessiner d'une

manière précise et vécue un état concret de la question des déchets dans ces pays. Les comptes rendus de ces visites sont publiés en annexe au présent rapport.

Au plan national, des visites ont été faites dans les centres de recherche nationaux, travaillant sur la gestion des déchets radioactifs, avec un total de 70 chercheurs auditionnés sur place ou à Paris en auditions privées⁸.

Par ailleurs, vos Rapporteurs ont tenu à se rendre à Chaumont, le 2 décembre et à Bar-le-Duc, le 3 décembre 2004 pour rencontrer les élus locaux de la Haute-Marne et de la Meuse, concernés par le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne. Ces rencontres très riches, avec plus de cinquante élus ont permis de mieux appréhender la perception des recherches, de comprendre les attentes ou les préoccupations des populations concernées au premier chef par le processus de la loi de 1991.

Enfin, trois journées complètes d'auditions publiques ouvertes à la presse ont été consacrées le 20 janvier 2005 à l'axe 1 de la loi (séparation-transmutation), le 27 janvier 2005 à l'axe 2 (stockage réversible ou irréversible en formations géologiques profondes) et le 3 février 2005 à l'axe 3 (conditionnement et entreposage à long terme). L'ensemble des parties prenantes ont été invitées à participer à ces auditions – organismes de recherche nationaux ou étrangers, pouvoirs publics, responsables de pays européens ou américain, collectivités territoriales, syndicats, organisations de protection de l'environnement – et ont répondu présentes, à l'exception d'une association qui a refusé de s'exprimer, faisant valoir le caractère prétendument « *non démocratique* » de ces auditions publiques ouvertes à la presse, organisées dans l'enceinte du Parlement.

Ces trois journées d'auditions publiques, dont on trouvera le compte rendu sténographique au tome II du présent rapport, ont permis, en tout état de cause, à la fois une information approfondie sur les résultats des recherches et une expression des parties prenantes, puisque vos Rapporteurs ont accueilli une forte délégation du conseil général de la Haute-Marne conduite par son Président, notre collègue de l'Office, le Sénateur Bruno SIDO, ainsi qu'une forte délégation du conseil général

⁸ On trouvera en annexe la liste des personnalités rencontrées à l'occasion des missions en France et à l'étranger ou auditionnées à Paris.

de la Meuse conduite par son Président, M. Christian NAMY et aussi des délégations des conseils régionaux de Champagne-Ardenne et de Lorraine.

Ces auditions ont sans aucun doute contribué à rendre possible le préalable humain et politique à toute discussion sur cette question, à caractère scientifique et technique.

Les sources du présent rapport sont donc particulières, nombreuses et factuelles au plan scientifique comme au plan politique.

Plutôt que de proposer ci-après le long compte rendu détaillé des recherches conduites en France et à l'étranger, que la moisson d'informations rassemblées aurait pu permettre, vos Rapporteurs vous proposent une lecture synthétique et une mise en perspective de l'état d'avancement des recherches, ainsi qu'une analyse politique des suites qu'il convient de donner à la loi du 30 décembre 1991.

Quelles que soient les solutions techniques envisagées pour la gestion des déchets radioactifs, les recherches doivent être parachevées avant leur mise en application pratique. Les durées relatives à l'industrie nucléaire sont, de fait, toujours beaucoup plus longues que dans les autres industries. Mais, c'est notre responsabilité à tous, alors que l'électricité joue un rôle si important dans notre vie quotidienne – rôle assuré à 80 % par l'électronucléaire – que d'avancer dans la voie que la loi de 1991 a tracée : prendre nos responsabilités face aux générations futures.

Chapitre I - *Le constat scientifique* : les recherches de la loi de 1991 ont précisé les atouts respectifs de la transmutation, du stockage et de l'entreposage et démontré leur complémentarité

Dans son article 4, la loi du 30 décembre 1991 a classé les recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue en trois domaines, communément appelés « axes de la loi de 1991 », à savoir :

- la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets (axe 1)
- l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains (axe 2)
- l'étude des procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets (axe 3).

Après quatorze années de recherches, il est possible de mettre en évidence les atouts respectifs des trois grandes catégories de méthodes de gestion des déchets radioactifs de haute activité à vie longue (HA-VL) et de préciser leur calendrier d'application.

I.- L'AXE 1 : LA SEPARATION ET LA TRANSMUTATION DES DECHETS RADIOACTIFS DE HAUTE ACTIVITE EST ENVISAGEABLE A L'HORIZON 2040

La *séparation* peut se définir comme un ensemble d'opérations chimiques visant à isoler les différents constituants des combustibles nucléaires usés, en vue de leur appliquer ensuite un traitement différencié. Ce traitement peut consister en différents modes de stockage ou leur reprise en réacteur.

Changement, dans son acception légendaire, d'un élément chimiquement pur – le plomb, par exemple – en un autre – l'or -, la

transmutation est, plus simplement au sens de la physique, la modification d'un corps simple en un autre corps simple, se traduisant par un changement de numéro atomique.

Au demeurant, la séparation et la transmutation ne peuvent avoir d'application pratique que dans la mesure où le traitement-recyclage est l'option retenue pour l'aval du cycle du combustible nucléaire. Dans le cas contraire, comme en Suède, en Finlande ou aux États-Unis, les combustibles usés sont stockés directement et il n'y a pas lieu d'envisager d'opération de séparation en vue de la transmutation.

La France, pour sa part, met en œuvre les technologies du traitement-recyclage. Dans les usines de retraitement à La Hague, les combustibles usés sont dissous et l'on récupère ensuite, d'une part, l'uranium non brûlé et le plutonium, matières énergétiques recyclables, et d'autre part les déchets radioactifs de haute activité à vie longue qui sont immédiatement vitrifiés.

Au sens de la loi du 30 décembre 1991, la séparation, qui consiste en des étapes supplémentaires par rapport aux opérations de traitement actuellement pratiquées, et la transmutation sont deux techniques qui ont pour but de diminuer la radiotoxicité et la charge thermique des déchets radioactifs de haute activité à vie longue (HA-VL).

La cible de ces technologies représente une part très réduite du volume total des déchets radioactifs.

Ainsi, si l'on prend le cas du stock de déchets produits en France depuis le début des applications de l'énergie nucléaire jusqu'au 31 décembre 2002, les déchets HA-VL représentaient 1639 m³ sur un total de 869 874 m³.

Si l'on accorde une place centrale aux déchets HA-VL alors qu'ils ne représentent qu'un volume réduit en valeur absolue et une part très réduite – 0,2 % - du volume total⁹, c'est parce qu'ils représentent 96 % de la radioactivité de l'ensemble des déchets radioactifs.

⁹ Le volume total ici considéré regroupe les déchets de haute activité à vie longue (HA-VL), les déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL) les déchets de faible activité à vie longue (FA-VL) et les déchets de faible ou moyenne activité à vie courte (FMA-VC). Source : Inventaire nationale des déchets radioactifs, ANDRA, 2004.

En outre les déchets de haute activité à vie longue contiennent des radionucléides dont la période est la plus longue¹⁰.

1. La faisabilité de la séparation est démontrée sur le plan scientifique mais attend son industrialisation

La séparation consiste à isoler les deux catégories des radionucléides contenus dans les déchets de haute activité à vie longue, à savoir les actinides mineurs et les produits de fission. Cette opération revêt un intérêt majeur pour optimiser l'aval du cycle du combustible nucléaire car les actinides mineurs¹¹ et les produits de fission ont des propriétés différentes en termes de radiotoxicité et de période de radioactivité. La séparation permet dès lors de leur appliquer des modes de gestion différents.

Les recherches sur la séparation ont été, depuis 1992, conduites en France par le CEA, principalement dans son installation ATALANTE de Marcoule, unique au monde. Il s'est fondé sur ses compétences reconnues sur le plan international et a eu, en outre, la sagesse de s'entourer de nombreuses collaborations françaises ou internationales.

On a exploré au premier chef les méthodes de séparation en voie liquide mais n'a pas délaissé l'autre voie représentée par la pyrochimie. La première voie se situe dans le prolongement des méthodes industrielles du retraitement. Plus innovante, la pyrochimie doit surmonter des difficultés technologiques sérieuses. Ce faisant, loin de faire cavalier seul et d'emprunter des voies de recherche dont on pourrait redouter qu'elles soient des impasses, le CEA voit sa démarche confortée par le programme américain AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative).

En termes de bilans, les recherches ont démontré la faisabilité de la séparation à l'échelle du laboratoire, les principales catégories de radioéléments pouvant être séparées les unes des autres.

Au-delà de cas particuliers à résoudre, il reste d'une part à démontrer la faisabilité de ces opérations à l'échelle industrielle, ce qui

¹⁰ La période est le temps au bout duquel le nombre d'atomes radioactifs initial est divisé par deux.

¹¹ Les actinides mineurs sont le neptunium, l'américium et le curium. On les dit « mineurs » parce qu'ils sont présents en faibles quantités dans les combustibles usés par rapport aux actinides « majeurs » que sont l'uranium et le plutonium.

supposera la construction d'un pilote industriel, et, d'autre part, à évaluer l'intérêt économique de la séparation replacée dans le cadre général de la gestion des déchets radioactifs.

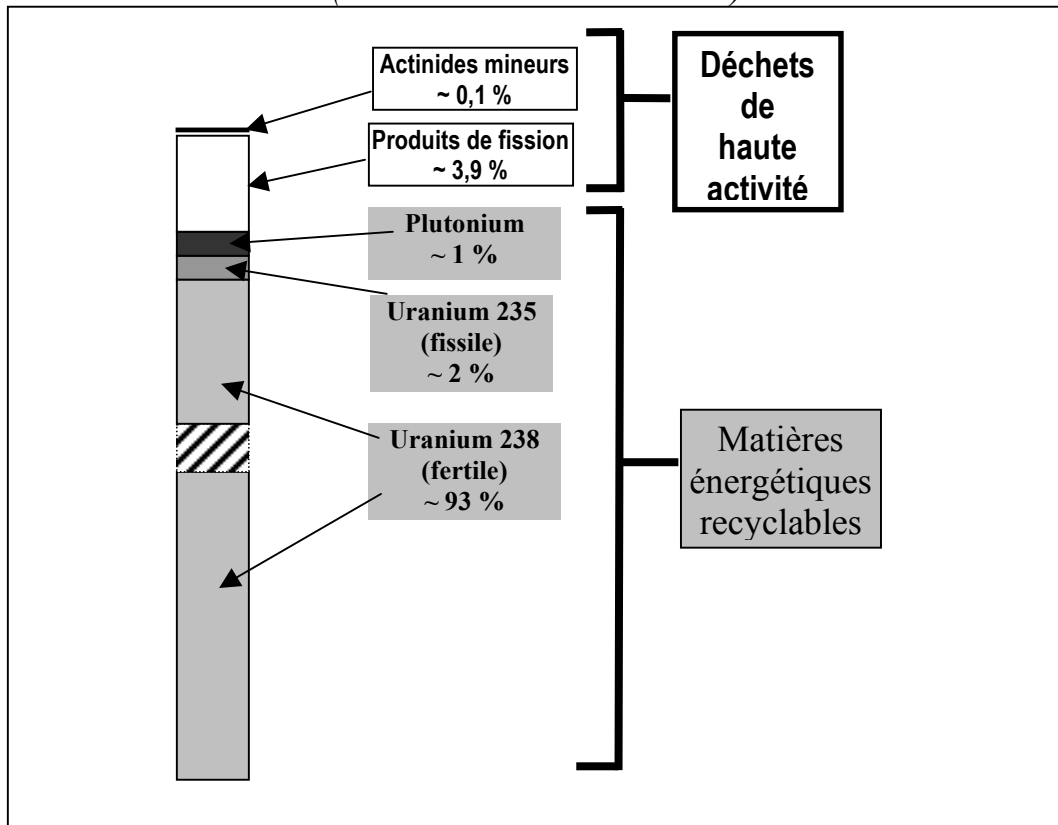
1.1. Grâce à la séparation, un traitement différencié est applicable aux différents déchets, en vue de mieux gérer l'ensemble

Au sortir d'un réacteur à eau pressurisée du parc EDF¹², un combustible usé à l'oxyde d'uranium conserve une grande part de ses matières énergétiques non brûlées : 93 % d'uranium 238, 2 % d'uranium 235, 1 % de plutonium. Il comprend aussi des déchets de haute activité : 3,9 % de produits de fission et 0,1 % d'actinides mineurs¹³.

¹² Le minerai d'uranium a des teneurs comprises entre 0,5 % pour les gisements les plus pauvres et 10 % pour les gisements les plus riches (Canada, Australie). Quelle que soit la teneur du minerai, l'uranium est présent à l'état naturel sous la forme de deux isotopes, l'uranium 235 qui représente seulement 0,7 % du total et l'uranium 238 qui représente 99,3 %. L'uranium 235 est fissile, ce qui veut dire que, percuté par un neutron, il se casse ou fissionne en produits de fission, tout en libérant de l'énergie. L'uranium 238 est fertile, ce qui veut dire que, percuté par un neutron, il capture celui-ci et se transforme en un nouveau noyau lui-même fissile. Les réacteurs à eau légère (pressurisée ou bouillante) qui forment l'essentiel du parc électronucléaire, fonctionnent grâce à la fission de l'uranium 235, dans un combustible qui contient de l'uranium enrichi, c'est-à-dire qui contient 3 à 5 % d'uranium 235.

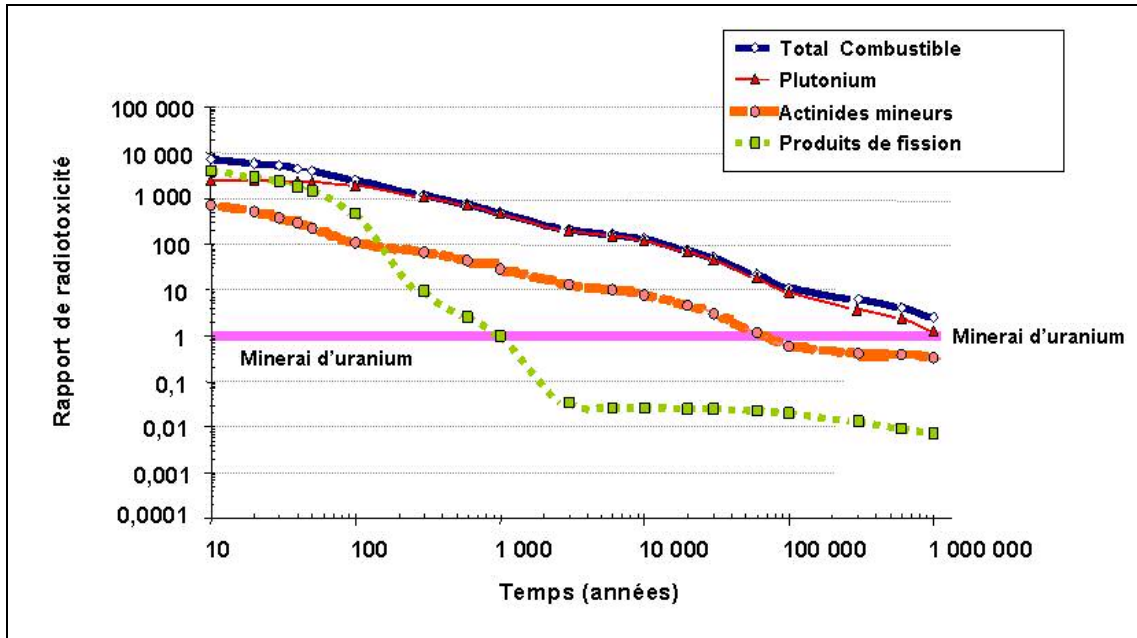
¹³ Les actinides sont les radioéléments naturels ou artificiels dont le numéro atomique est compris entre 89 (actinium) et 103 (lawrencium). Les actinides majeurs sont les noyaux lourds d'uranium ou de plutonium formés en faible quantité par captures successives de neutrons à partir des noyaux du combustible. Il s'agit d'isotopes à vie longue dont les principaux sont le neptunium 237, l'américium 241 ou 243) et le curium 243, 244 ou 245).

Figure 1 : La composition des combustibles irradiés déchargés de type UOX (oxydes d'uranium) en % de leur masse totale
(source : CEA et COGEMA)



Permettant d'isoler l'uranium et le plutonium, le retraitement pratiqué dans les installations de La Hague, a pour premier objectif la récupération de l'uranium et du plutonium, matières énergétiques, en vue de les recycler. Il a pour deuxième conséquence de diminuer la radiotoxicité à long terme des résidus.

Figure 2 : Schéma simplifié de l'évolution de la radiotoxicité du combustible nucléaire utilisé et de ses composants



Comme le montre la figure précédente, la radioactivité du combustible utilisé diminue au cours du temps mais ne rejoint celle du minerai d'uranium qu'au bout d'un million d'années.

Si, par des opérations de traitement-recyclage, on récupère l'uranium et le plutonium, qui sont les premiers responsables de la radiotoxicité à long terme du combustible utilisé, ce sont les actinides mineurs qui sont responsables de la radiotoxicité à long terme restante et un facteur 10 est gagné, dans la mesure où leur radiotoxicité rejoint le niveau du minerai d'uranium après 100 000 ans.

Comparativement, la radiotoxicité des produits de fission rejoint le niveau du minerai d'uranium après 1000 ans.

Ainsi donc, une fois le plutonium et l'uranium extraits grâce au retraitement, deux catégories de radioéléments, si elles sont séparées, justifient d'un traitement particulier : les produits de fission que l'on peut envisager de stocker sur des durées d'environ mille ans et les actinides mineurs qui doivent concentrer tous les efforts pour les transformer en éléments dont la radiotoxicité diminue plus rapidement au cours du temps.

Le tableau ci-après résume les propriétés principales des divers composants du combustible utilisé.

Tableau 1 : Les principales caractéristiques des composants des combustibles utilisés

composant du combustible utilisé	uranium	produits de fission (strontium, césium, zirconium, palladium, etc.)	radioéléments à vie longue (plutonium, actinides mineurs, produits de fission à vie longue)
pourcentage du total	95	4	1
radioactivité	négligeable	intense	moyenne
durée de confinement requise	0	200-1000 ans	300 000 ans

Une retombée importante de la séparation est, non seulement de pouvoir gérer de manière optimale les radiotoxicités distinctes des différents radioéléments, mais également de pouvoir adopter des dispositions de gestion particulières sur le plan de la charge thermique des colis de déchets, celle-ci étant également variable selon les radioéléments considérés.

1.2. Le CEA, entouré de collaborations nationales et internationales, est l'acteur principal de recherches d'une grande complexité

Les technologies intitulées PUREX de séparation de l'uranium et du plutonium après dissolution des combustibles usés, sont opérationnelles au stade industriel depuis plus de vingt ans. Les résidus de ce procédé sont les actinides mineurs et les produits de fission. En dépit de la maturité industrielle du procédé PUREX et de l'expérience acquise, son prolongement vers des séparations supplémentaires s'est avéré une tâche particulièrement difficile pour plusieurs raisons.

La télémanipulation des solutions d'actinides mineurs et de produits de fission étant obligatoire du fait de leur très forte radioactivité, des installations complexes peuvent seules être utilisées. La construction puis la mise en service en 1992 de l'installation ATALANTE à Marcoule, sans équivalent dans le monde, ont permis de disposer d'un atout majeur. Pour autant sur le plan chimique, même si les techniques d'extraction en phase liquide sont bien maîtrisées, il a fallu chercher et tester de nombreuses molécules possédant des propriétés adéquates de

très grande sélectivité par rapport aux différents éléments, de séparation avec l'eau et de résistance aux radiations. Enfin, les actinides mineurs ont des propriétés chimiques voisines pour certains de celles de l'uranium et pour d'autres d'une autre famille d'éléments, les lanthanides.

Ce sont au total 38 laboratoires du CNRS et des universités qui ont coopéré, au plan national, sur les recherches complexes de la séparation. Le CEA a également animé, en tant que leader, une coopération internationale forte, en Europe dans le cadre du 5^{ème} PCRD (1998-2002) et du 6^{ème} PCRD (2002-2006), mais aussi avec le Japon, la Russie et les États-Unis¹⁴.

1.3. Les recherches s'effectuent selon deux voies, confortées par le programme américain AFCI

Afin de tirer parti de l'expérience accumulée au plan scientifique comme au plan technique avec le procédé opérationnel PUREX d'extraction de l'uranium et du plutonium, le CEA s'est attaché à pousser plus loin ses possibilités, notamment pour extraire d'une part certains produits de fission comme l'iode et le technétium, et, d'autre part, le neptunium, actinide mineur dont le comportement chimique est voisin de celui de l'uranium et du plutonium. Des prolongements ont été mis au point pour extraire, dans un premier temps, les produits de fission, et dans un deuxième temps, les lanthanides, en vue d'isoler au final l'américium et le curium. Pour ce faire, de nouveaux « *extractants* », les diamides ont été mis au point.

En complément, nos équipes ont exploré la voie de la pyrochimie, qui consiste à dissoudre les éléments de combustibles dans des bains de sels fondus à haute température et à extraire les radioéléments par métaux fondus, électrodéposition et précipitation.

Cette double voie est également empruntée par le laboratoire national d'Argonne du Département de l'énergie des États-Unis.

En application de la doctrine Ford-Carter des années 1979, dont l'objectif est la lutte contre la prolifération des armes nucléaires, la séparation du plutonium « *isolé* », c'est-à-dire sans autre radioélément

¹⁴ Au plan national, la coopération s'est déroulée dans le cadre des Groupements de Recherche (GdR) PRACTIS

auquel il serait mélangé, est interdite aux États-Unis. Toutefois, le programme AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative) conduit par le Département de l'énergie des États-Unis, poursuit des buts dont certains sont liés à celui de la séparation. Les objectifs sont en effet la récupération des matières énergétiques contenues dans les combustibles nucléaires usés, la réduction des inventaires de plutonium civil, la réduction de la radiotoxicité et de la chaleur des déchets et l'optimisation du projet de stockage souterrain de Yucca Mountain.

Dans le cadre du programme AFCI, la voie de l'extraction liquide, intitulée UREX, a pour but la séparation conjointe du plutonium avec d'autres radioéléments. La pyrochimie, prioritaire au laboratoire national d'Argonne, est centrée sur l'électroraffinage, avec le codépôt des actinides mineurs avec le plutonium.

Les orientations de la recherche française sont validées par la démarche américaine et par les coopérations mises en place par les deux pays.

1.4. La faisabilité est démontrée à l'échelle du laboratoire

Le nombre de radioéléments présents dans les combustibles nucléaires usés à l'oxyde d'uranium est considérable : 5 types de noyaux lourds, 34 produits de fission, 6 produits d'activation et 2 produits de fission et d'activation.

Les recherches sur la séparation effectuées dans le cadre de l'axe 1 ont eu comme cibles prioritaires d'une part les actinides mineurs, américium, curium et neptunium, en tant que principaux contributeurs à la radiotoxicité à long terme après la récupération de l'uranium et du plutonium, et d'autre part, certains produits de fission à vie longue, iode, césium et technétium, dont l'abondance dans le combustible usé est significative et la mobilité dans la biosphère supérieure à celle des autres éléments.

La séparation à 99 % du neptunium, dont les propriétés chimiques sont proches de celles de l'uranium et du plutonium, a pu être réalisée par un complément apporté au procédé bien connu PUREX, l'iode et le technétium étant également extraits par un dispositif voisin.

La séparation se poursuit ensuite par le procédé DIAMEX, qui livre d'un côté les produits de fission et de l'autre, les actinides mineurs et les lanthanides¹⁵.

Le procédé SANEX permet enfin de séparer les lanthanides d'un côté et l'ensemble américium-curium de l'autre. À cet effet de nouveaux extractants de type diamides ont été mis au point, la synthèse chimique ayant permis de construire des molécules présentant un ensemble de propriétés favorables, en termes de propriétés électroniques, d'encombrement stérique, de lipophilie et de chélation.

Avec certaines molécules, l'américium a été récupéré à 99,9 % et le curium à 99,7 %, le rapport de séparation entre l'américium-curium et les lanthanides étant supérieur à 800.

En outre, des essais de laboratoires ont pu démontrer qu'il est possible de séparer l'américium et le curium à 1 % près.

S'agissant des produits de fission à vie longue, des molécules spécifiques intitulés calixarènes ou molécules cages ont été développées avec succès pour extraire le césium, la récupération s'effectuant à 99,8 %. Toutefois, on envisage de laisser le césium dans les solutions vitrifiées, sa mobilité dans la roche étant très faible. Le technétium pose un problème particulier, dans la mesure où il est difficile de le solubiliser, ce qui limite la récupération à la fraction en solution. Quant à l'iode, pour le moment rejeté en mer à des concentrations extrêmement faibles, le CEA a démontré sa récupération à 99 % par le procédé PUREX adapté et un procédé dérivé.

En tout état de cause, le travail réalisé pour la séparation représente une très grande réussite scientifique et technologique.

1.5. Une démonstration industrielle est nécessaire avant un service commercial vers 2040

Après avoir démontré la faisabilité de la séparation à l'échelle du laboratoire sur quelques grammes de déchets radioactifs, le CEA réalisera des expérimentations au cours de l'année 2005, visant à tester les procédés sur des quantités d'environ 15 kg, le déroulement de l'ensemble des opérations s'étalant sur une durée d'une centaine

¹⁵ Les lanthanides sont les éléments dont le numéro atomique est compris entre 57 et 71.

d'heures et ne semblant pas poser de problèmes particuliers, hormis l'inévitable et délicate mise au point des appareillages à une échelle supérieure.

Toutefois, il reste à instruire le dossier de la séparation à l'échelle industrielle.

En l'état actuel des techniques et des applications industrielles envisageables, la séparation poussée qui peut être envisagée comme priorité pour l'avenir, consisterait à se limiter à une extraction groupée de tous les actinides mineurs, d'un côté, et de l'autre, de l'ensemble des produits de fission, selon le procédé GANEX. Les actinides mineurs seraient alors transmutés dans des réacteurs nucléaires et les produits de fission conditionnés dans des matrices de verres et stockés définitivement, leur radiotoxicité diminuant au niveau de celle de l'uranium naturel après mille ans environ.

D'après des estimations concordantes, l'équipement industriel à construire pour mettre en œuvre la séparation poussée serait comparable en taille et en coût à l'usine UP3 de La Hague.

Le coût d'investissement de la séparation peut donc paraître important et poser le problème de son financement, inévitablement lié aux obligations imposées aux producteurs de déchets radioactifs.

Mais l'opportunité d'un tel investissement serait à apprécier dans un cadre global, en prenant en compte tous les facteurs de l'aval du cycle, dont certains compenseraient peut-être le surcoût de la séparation. Si le stockage géologique devait se limiter aux produits d'incinération des actinides mineurs, alors des réductions de coûts de construction importantes du site de stockage viendraient en déduction. De même les coûts d'entreposage seraient réduits en volume et dans la durée.

Les délais d'industrialisation sont probablement d'une à deux décennies pour la séparation. L'horizon de la transmutation, qui, dans l'approche française peut difficilement être disjointe de la séparation, est, quant à lui, nettement plus lointain.

2. La faisabilité de la transmutation est démontrée scientifiquement mais attend la réalisation de démonstrateurs technologiques

S'effectuant par bombardement neutronique, la transmutation peut revêtir deux formes. La première voie est la capture d'un neutron, qui conduit à la formation d'un noyau plus lourd que le noyau initial. Ce nouveau noyau est stable ou instable, ce qui entraîne une nouvelle transformation. La deuxième voie est celle de la fission directe du noyau en des éléments plus légers, et souvent à durée de vie plus faible.

Quelle que soit la forme qu'elle revêt, la transmutation doit être effectuée par des neutrons. Différentes méthodes peuvent être envisagées, chacune présentant des avantages et inconvénients.

La faisabilité scientifique de la transmutation est désormais démontrée grâce aux expériences conduites avec Phénix. Mais le chemin vers l'industrialisation est long. Le passage à des quantités plus importantes reste à faire, dans un contexte où la France sera, à partir de 2008 et l'arrêt de Phénix, démunie de moyens d'expérimentation. En parallèle à la démonstration scientifique et technique sur des quantités significatives de déchets radioactifs, les études devront avoir progressé sur les deux filières industrielles des réacteurs de Génération IV et des réacteurs pilotés par accélérateur de type ADS (Accelerator Driven Systems). Il sera également nécessaire de déterminer comment les objectifs de transmutation pourront être pris en compte par ces réacteurs, dans un parc électronucléaire dual, composé de réacteurs de générations différentes.

2.1. Différentes méthodes et divers outils existent pour réaliser la transmutation

Pour transmuter des déchets radioactifs, au premier chef les actinides mineurs, deux méthodes ont été expérimentées.

La première méthode consiste à mélanger les actinides mineurs à l'oxyde d'uranium de chaque pastille de chaque crayon d'assemblage combustible. On parle alors d'irradiation ou de recyclage homogène. Comme les neutrons produits par la fission de l'uranium 235 du combustible à l'oxyde d'uranium doivent être suffisamment nombreux pour que la réaction en chaîne se poursuive sans encombre, la quantité de déchets radioactifs qui peuvent être mélangés au combustible de base est nécessairement limitée. Par ailleurs, ce sont les impératifs de gestion du

combustible de base qui priment sur le degré d'avancement de la réaction de transmutation. Comme les réactions de transmutation sont relativement lentes, les assemblages de combustible doivent être sortis lorsque le taux de combustion maximal est atteint. En conséquence, les radioéléments à transmuter doivent être réinjectés en réacteur au sein du combustible neuf. Un multi-recyclage est ainsi indispensable, consistant en une suite d'opérations successives de séparation et d'irradiation, en vue de parvenir au meilleur taux de transmutation.

La deuxième méthode consiste au contraire à insérer dans le cœur du réacteur des crayons voire des assemblages combustibles ne contenant que les radioéléments à transmuter immobilisés sur des matrices spécifiques. On parle alors d'irradiation ou de recyclage hétérogène. Les assemblages combustibles ne sont pas alors identiques dans la totalité du cœur. Au contraire, des assemblages combustibles spécifiques contenant les déchets à transmuter sont disposés dans certains endroits du cœur. L'objectif est alors de transmuter les radioéléments en un seul passage dans le réacteur¹⁶.

Mais dans quels types de réacteurs peut-on effectuer des réactions de transmutation ?

Nécessitant dans tous les cas des neutrons, la transmutation peut être, en premier lieu réalisée au sein des réacteurs à eau pressurisée électrogènes classiques des parcs électronucléaires en fonctionnement. Ce sont alors les neutrons dits thermiques de ces derniers qui opèrent les réactions de transmutation. La vitesse et le taux de transmutation étant limités, un choix doit alors être fait entre le recyclage homogène (mélange des déchets au combustible classique) et le recyclage hétérogène (crayons spécifiques ne comportant que des radioéléments à transmuter).

L'outil privilégié pour la transmutation reste toutefois les neutrons rapides, dans la mesure où leur efficacité vis-à-vis du processus visé est très supérieure. De fait, le réacteur à neutrons rapides constitue la machine de référence non seulement pour des raisons théoriques mais aussi parce que c'est avec le réacteur à neutrons rapides Phénix que la preuve a été administrée que la transmutation des actinides mineurs est possible.

¹⁶ On parle d'approche « *one through* »,

Toutefois, un autre schéma est proposé, celui des réacteurs hybrides pilotés par accélérateur, où un réacteur sous-critique reçoit des neutrons additionnels fournis par une source extérieure de spallation¹⁷ actionnée par un accélérateur de particules.

2.2. La faisabilité de la transmutation est démontrée au plan scientifique

Dans le cadre des recherches menées en application de la loi du 30 décembre 1991, le CEA a apporté la démonstration que la transmutation des actinides mineurs peut être réalisée en mode homogène comme en mode hétérogène, ce dernier mode étant nettement le plus efficace.

Par ailleurs et surtout, la preuve a été apportée que les différents actinides mineurs peuvent être effectivement transmutés. Le réacteur à neutrons rapides PHENIX de Marcoule a joué à cet égard un rôle déterminant.

L'américium a été transmuté isolément en mode hétérogène, avec un taux de transmutation de l'ordre de 90 %, au cours des expériences ECRIX-B et ECRIX-H, conduites avec Phénix entre 1991 et 2004. Auparavant, l'américium de même que le neptunium avaient été transmutés en mode homogène ou hétérogène avec forte concentration, avec l'expérience SUPERFACT (1986-1988). La transmutation du curium a été également démontrée indirectement, dans la mesure où l'américium irradié se transforme en premier lieu en curium¹⁸.

Il est établi en tout état de cause que la transmutation produira des déchets ultimes dont la radiotoxicité ne dépassera pas le millier d'années et dont le seul mode de gestion possible sera le stockage définitif.

¹⁷ La spallation correspond au phénomène suivant lequel une cible constituée de métaux lourds comme le plomb, bombardée par des protons accélérés à haute vitesse, produit des neutrons eux-mêmes de haute énergie : les protons percutant les noyaux lourds en éjectent une partie des neutrons.

¹⁸ La raison pour laquelle la transmutation directe du curium n'a pas été réalisée est qu'il est extrêmement difficile de fabriquer un cible de curium, cet actinide mineur étant non seulement un émetteur alpha fort mais également un fort émetteur de neutrons, avec un fort pouvoir thermique. Pour résoudre ces difficultés, le CEA envisage de recourir à un procédé de fabrication russe.

De nombreuses questions restent toutefois en suspens, dont les principales ont sans doute trait à la vitesse de transmutation et donc au temps de séjour en réacteur des déchets radioactifs de haute activité à vie longue et à la quantité de déchets qui pourra être traitée par un transmutateur en particulier.

2.3. Le recyclage des déchets radioactifs en réacteurs est d'abord un problème de combustibles

Que les actinides mineurs à transmuter soient mélangés à un combustible standard, qu'il faille au contraire les isoler dans des assemblages particuliers, que l'on utilise des réacteurs à eau légère, des réacteurs à neutrons rapides ou des systèmes pilotés par accélérateurs, le préalable à la transmutation est la fabrication de combustibles et l'analyse de leur impact sur le fonctionnement des réacteurs eux-mêmes.

S'agissant de la fabrication de combustibles, différentes méthodes ont été testées, à la fois sur le plan des techniques de fabrication et des matrices pour les conditionner. Ces tests ont toutefois été réalisés sur des quantités très réduites, de l'ordre du gramme et devront le moment venu être extrapolées sur des quantités plus importantes jusqu'à atteindre, le moment venu, un niveau industriel. Une conséquence majeure n'est pas encore tirée au clair : quels types de fabrication de combustibles faudra-t-il mettre en place et quelles en seront les différences majeures par rapport aux usines de fabrication de combustibles UOx ou MOX ?

Question fondamentale pour la faisabilité de la transmutation, quel sera l'impact de la présence d'actinides mineurs sur le fonctionnement des réacteurs, quels qu'ils soient ? Quel type de recyclage sera-t-il dans les faits possibles - homogène ou hétérogène ? Quelles seront les quantités d'actinides mineurs qui pourront être chargées en réacteur, sans en perturber le fonctionnement ? En réalité, se joue sur les réponses à ces questions, la possibilité d'utiliser le parc de production d'électricité pour la transmutation ou bien la nécessité de construire un parc spécifique de machines spécialisées dans la transmutation.

2.4. Le recyclage des actinides mineurs dans les réacteurs à eau légère n'offre pas de perspectives séduisantes

Le recyclage des actinides mineurs dans les réacteurs à eau légère est possible en théorie. En raison de performances nécessairement limitées, cette orientation ne semble pas toutefois constituer une option de référence.

La transmutation par les neutrons thermiques des réacteurs à eau légère, notamment par les réacteurs à eau pressurisée, est théoriquement possible. Pour en optimiser le rendement, on peut imaginer d'utiliser de remplacer une matrice à l'oxyde d'uranium par une matrice métallique, ce qui permet d'éviter la formation de plutonium à partir de l'uranium fertile 238. Un tel recyclage s'effectue en mode hétérogène.

Pour ne pas compliquer le fonctionnement du parc électronucléaire, un exploitant nucléaire comme EDF opterait évidemment pour le recyclage hétérogène. Mais on peut se demander si cette option est compatible avec une gestion simple du parc électronucléaire, dans la mesure où certains réacteurs fonctionneraient avec du combustible MOX recyclant le plutonium, tandis que d'autres recycleraient les actinides mineurs, avec une durée de présence dans le cœur qui reste pour le moment inconnue.

En tout état de cause, de nombreuses démonstrations de sûreté seraient à effectuer, d'abord sur le comportement des combustibles métalliques, ensuite sur la compatibilité de la présence d'aiguilles de combustibles chargés en actinides mineurs, voire, sur la juxtaposition dans le cœur d'un même réacteur, d'assemblages combustibles MOX et d'assemblages combustibles comprenant des actinides mineurs.

Si cette approche risque de compliquer la gestion du parc électronucléaire, la complexité du cycle du combustible risque, elle aussi, d'être singulièrement aggravée. Un multi-recyclage serait en effet probablement nécessaire, conduisant à multiplier les opérations de séparation et de fabrication de combustibles, ces dernières étant au demeurant beaucoup plus difficiles qu'actuellement du fait de la forte radioactivité des actinides mineurs.

C'est pourquoi les Générations II (réacteurs REP 900 et 1300 MW), III (réacteurs N4) et même III+(EPR) ne semblent pas se prêter au

recyclage des actinides mineurs, les seuls espoirs réels reposant sur les réacteurs de Génération IV et les ADS.

2.5. Les réacteurs de Génération IV seront probablement les outils privilégiés d'une transmutation des actinides mineurs intégrée à la production d'électricité, après 2040

Les réacteurs de Génération IV représentent l'avenir probable à l'horizon 2035 de l'énergie nucléaire civile¹⁹.

L'organisation des efforts de recherche et développement en vue de parvenir à leur mise au point fait l'objet d'une coopération internationale, initiée par le Département de l'énergie des États-Unis et rassemblant désormais une dizaine de pays, au sein du forum international de Génération IV GIF (Generation IV International Forum)²⁰.

Considérant que la R&D devait être la plus ouverte possible mais qu'il convenait de ne pas disperser les efforts dans des voies sans avenir, le GIF a sélectionné 6 filières technologiques qui sont en fait des couples réacteurs / combustibles nucléaires.

La fonction principale des réacteurs de Génération IV est la production d'électricité, ces réacteurs devant se substituer ou plus vraisemblablement, compte tenu des besoins en énergie mondiaux, s'ajouter aux réacteurs classiques à eau légère actuellement en fonctionnement dans le monde.

Toutefois, afin de mieux prendre en compte d'une part la rareté en matières fissiles en cherchant à extraire tout leur contenu énergétique et, d'autre part, les contraintes de l'aval du cycle et en particulier la gestion des déchets radioactifs, ce ne sont pas seulement des concepts de réacteurs qui ont été choisis mais des couples réacteurs / combustibles.

¹⁹ La durée de vie des centrales nucléaires et les nouveaux types de réacteurs, rapport de MM. Christian BATAILLE et Claude BIRRAUX, Députés, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 832, Sénat n° 290, Paris, mars 2003.

²⁰ Les pays membres du GIF, initiative lancée à l'origine par le Département de l'énergie américain, sont les suivants : États-Unis, Royaume Uni, France, Japon, Canada, Argentine, Corée du Sud, Afrique du Sud, Suisse, Brésil.

Prenant en compte ces objectifs, la sélection des filières réacteurs/combustibles a eu pour résultat le choix de 3 types de réacteurs à neutrons rapides sur les 6 types de réacteurs retenus²¹.

D'une manière générale, la mise en service commercial des réacteurs de Génération IV ne devrait pas intervenir avant l'horizon 2035²². Dans un premier temps, de nombreux verrous technologiques devront en effet être levés. Dans un deuxième temps, des installations pilotes et des démonstrateurs devront être construits et testés sur plusieurs années. Dans un troisième temps, des réacteurs tête de série devront être exploités sur plusieurs années, avant de procéder à la construction proprement dite de séries, ce qui conduit à l'échéance 2040.

Sachant que les réacteurs à neutrons rapides fournissent précisément les neutrons dont l'énergie convient particulièrement aux réactions de transmutation, quelles fonctions peuvent assumer les réacteurs à neutrons rapides d'un parc dont la vocation première serait la production d'électricité, vis-à-vis de la transmutation des déchets radioactifs de haute activité à vie longue ?

Sur le plan scientifique, les expériences conduites dans le réacteur Phénix ne laissent aucun doute sur les aptitudes des réacteurs à neutrons rapides à procéder à la transmutation des actinides mineurs avec efficacité.

Dans le cas d'un recyclage homogène où les déchets radioactifs de haute activité sont mélangés au combustible standard - uranium 238 et plutonium -, des tests en vraie grandeur devront toutefois être réalisés pour déterminer quelle proportion maximale des déchets peut être acceptée sans perturber le fonctionnement du cœur.

Dans le cas d'un recyclage hétérogène, où des assemblages combustibles spécifiques contiennent exclusivement les déchets radioactifs, il sera également nécessaire de déterminer le nombre maximal de ce type d'assemblages compatible avec une exploitation sûre du cœur.

²¹ Les 6 choix sont les suivants : 3 réacteurs à neutrons rapides (sodium, hélium ou plomb), 1 réacteur à eau supercritique, 1 réacteur à très haute température, 1 réacteur à sels fondus.

²² Christian BATAILLE et Claude BIRRAUX, Office parlementaire, op. cit.

Au demeurant, quelle devrait être la place des réacteurs à neutrons rapides dans le paysage électronucléaire global, dont on sait qu'en France, il comprendra au moins jusqu'en 2035 des réacteurs à eau pressurisée de la génération III actuellement en service, sinon presque à la fin du siècle avec la mise en service de l'EPR ?

Deux cas de figures doivent être pris en compte : d'une part le cas de réacteurs à neutrons rapides déployés progressivement à partir de 2035, et, d'autre part, le cas d'un parc électronucléaire exclusivement constitué de réacteurs à neutrons rapides.

Dans l'hypothèse où le parc électronucléaire serait dual, c'est-à-dire constitué d'une part décroissante dans le temps de réacteurs à eau pressurisée et d'une part croissante de réacteurs de Génération IV, il serait possible de recycler les déchets radioactifs produits par les réacteurs classiques dans les réacteurs de Génération IV afin de les transmuter.

Des questions simples devront toutefois trouver des réponses : avec quel décalage dans le temps le recyclage sera-t-il possible ? Quel sera le nombre nécessaire de réacteurs de Génération IV par rapport au nombre de réacteurs à eau pressurisée en service ? Au bout de combien de temps les déchets radioactifs seront-ils transmutés ? Quels seront les volumes résultants, destinés à un stockage final ?

Dans le cas d'un parc électronucléaire constitué uniquement de réacteurs de Génération IV, un équilibre serait atteint après 5 à 6 passages en réacteurs, soit 50 ans - délais de fabrication des combustibles spécifiques compris - en termes d'inventaire de déchets radioactifs à vie longue. Le seul lieu où résideraient des actinides mineurs sur une longue période serait le cœur des réacteurs. Il n'y aurait donc plus besoin de stocker les actinides mineurs en milieu géologique.

Dans ce cas comme dans le précédent, les questions restent nombreuses, même dans l'hypothèse où l'on suppose possibles la faisabilité, l'acceptation et l'exploitation commerciale de réacteurs de Génération IV à l'horizon 2035. Les questions de sûreté lorsque le cœur comprendra une proportion significative d'actinides mineurs ne sont pas les moins difficiles à résoudre.

C'est pourquoi l'horizon 2040 pour une entrée en service opérationnel de la transmutation semble plausible.

2.6. Les réacteurs pilotés par accélérateur (ADS) pourraient être les outils spécialisés de la transmutation, sous condition de réalisation d'un démonstrateur

La technologie des réacteurs pilotés par accélérateur porte également l'espoir d'une transmutation optimale des déchets radioactifs.

Cette technologie a été imaginée au début des années 1990 par les équipes du Professeur Carlo Rubbia, Prix Nobel de physique.

Le principe d'un réacteur piloté par accélérateur (ADS - Accelerator Driven Reactor) est de lier un accélérateur de protons, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

L'accélérateur produit des protons de haute énergie qui vont percuter une cible de plomb, celle-ci délivrant alors des neutrons acheminés vers le réacteur nucléaire sous-critique. Le réacteur reçoit les neutrons qui lui manquent pour effectuer avec un rendement élevé les réactions de transmutation.

Les avantages attendus des systèmes ADS sont de l'ordre de la sûreté et de l'ordre de l'efficacité pour la gestion des déchets. S'agissant de la sûreté, la sous-criticité du réacteur permet son arrêt automatique en cas de rupture de toutes les alimentations. En particulier, l'arrêt de l'accélérateur entraîne l'arrêt de la production de neutrons additionnels et donc celui du réacteur. S'agissant de l'efficacité de la transmutation, les systèmes ADS devraient pouvoir, du fait même de leur conception, accepter une quantité relative de déchets radioactifs très supérieure à celle des réacteurs à neutrons rapides de Génération IV, tout en étant suffisamment flexibles pour accepter tous types de déchets.

Sur un plan plus général, les ADS, en combinant la physique des particules et la physique nucléaire, présenteraient un profil plus attractif que celui de la seule science nucléaire, et pourraient ainsi attirer de nouvelles vocations scientifiques et techniques, contrairement au secteur nucléaire qui peine à renouveler ses effectifs. Il s'agit d'un domaine de recherche qui suscite un fort intérêt au CNRS.

Enfin les ADS pourraient compléter un parc électronucléaire classique, composé de réacteurs à eau légère de la génération actuelle ou de la génération de l'EPR (Génération III+), à raison d'un ADS pour 5-7 réacteurs classiques.

Les incertitudes des réacteurs ADS semblent toutefois nombreuses, tant le manque d'expérience est complet dans ce domaine.

La conception des ADS a certes progressé depuis 1991. L'expérience MUSE réalisée par le CEA à Cadarache a permis de simuler avec succès une cible de plomb placée au centre d'un réacteur sous-critique constitué avec le réacteur MASURCA. Toutefois, les travaux réalisés dans le monde sont des travaux de conception ou de test de briques technologiques de l'ensemble, ce dernier n'ayant pas encore été testé expérimentalement dans sa globalité.

C'est pourquoi les interrogations sur les limites des systèmes ADS sont encore nombreuses.

En premier lieu, même si les études théoriques et les études d'ingénierie démontrent la faisabilité de la transmutation de déchets radioactifs à vie longue avec un système ADS, aucune preuve expérimentale n'existe dans ce domaine. Ensuite, les ADS sont réputés posséder une sûreté intrinsèque, qui est toutefois mise en doute depuis plusieurs années par certains experts. De fait, pour tenir compte de ces critiques et augmenter la sûreté d'un réacteur piloté par accélérateur, il apparaît aujourd'hui nécessaire de doter le cœur du réacteur sous-critique de barres de contrôle analogues à celles des réacteurs classiques, ce qui peut faire dire que les ADS ajouteraient à la complexité d'un réacteur nucléaire classique, la complexité supplémentaire d'un accélérateur. Le couplage d'un réacteur sous-critique et d'un accélérateur reste en réalité à expérimenter dans des conditions dynamiques de démarrage ou d'arrêt. Or les accélérateurs de particules sont des machines très coûteuses à construire et à exploiter. De surcroît, leur fiabilité insuffisante empêcherait qu'ils soient connectés au réseau électrique, ce qui entraînerait un manque à gagner par rapport aux réacteurs à neutrons rapides.

Dans l'état actuel des connaissances et des projets, il semble très difficile sinon impossible de faire, en ce qui concerne leur efficacité vis-à-vis de la transmutation, non seulement un arbitrage entre les réacteurs à neutrons rapides et les réacteurs pilotés par accélérateur mais même de déterminer leurs domaines d'application privilégiés respectifs.

C'est pourquoi la poursuite des recherches et la réalisation d'un pilote expérimental apparaissent particulièrement nécessaires.

2.7. Une nouvelle problématique combustible nucléaire / déchets radioactifs pourrait s'ouvrir avec les réacteurs à sels fondus

Il faut enfin citer la filière spécifique des réacteurs à sels fondus, retenue par le Forum international Génération IV. Les réacteurs à sels fondus ne se positionnent pas comme une solution pour recycler les déchets produits par le parc électronucléaire actuel mais comme le pivot d'un nouvel âge du nucléaire reposant sur des bases techniques nouvelles.

De fait, le CNRS voit dans cette nouvelle filière de nombreux avantages.

Le premier avantage des réacteurs à sels fondus devrait provenir d'une part du fait qu'un nouveau cycle du combustible serait exploité, fondé sur le thorium, un élément beaucoup plus abondant que l'uranium et, d'autre part, de leur faible consommation en combustibles fissiles²³. Son deuxième avantage serait de diviser d'un facteur 100 la production de déchets, ceux-ci étant sous-tirés du réacteur, conditionnés et directement envoyés au stockage sans avoir besoin de les recycler pour transmutation dans un autre réacteur.

Séduisants en théorie, les réacteurs à sels fondus nécessitent toutefois de nombreux sauts technologiques, notamment pour mettre au point des matériaux résistant à la corrosion des sels fondus à haute température. Il convient aussi d'évaluer les inconvénients et les avantages de mise en place d'un nouveau cycle du combustible. Il s'agit par ailleurs d'une filière qui n'a fait l'objet, pour le moment, que d'un très faible nombre de tests, pratiqués au demeurant sur des maquettes de très faible puissance.

L'articulation de cette filière avec les parcs électronucléaires actuellement en service devra aussi être approfondie.

²³ Ces réacteurs fonctionnent avec des neutrons thermiques et sont des surgénérateurs de matières fissiles.

2.8. La transmutation devrait s'appliquer en 2040 aux déchets radioactifs futurs

Les principaux outils de transmutation que les connaissances scientifiques et techniques accumulées sur la période 1991-2005 permettent d'envisager sont les réacteurs à eau pressurisée du parc électronucléaire actuel, les réacteurs à neutrons rapides de Génération IV et les réacteurs pilotés par accélérateur.

Hormis les réacteurs électronucléaires actuellement en fonctionnement, dont on peut douter de la capacité à transmuter les déchets radioactifs dans des proportions suffisantes, tous les nouveaux instruments de transmutation ne devraient pas pouvoir entrer en service commercial régulier avant 2040. C'est donc à partir de cette date seulement que la transmutation pourra entrer en vigueur.

Pour des raisons de sécurité, il semble impossible de différer le conditionnement sous la forme de verres des déchets de haute activité à vie longue issus des opérations de traitement-recyclage qui se poursuivront dans l'intervalle.

La transmutation semble donc ne pouvoir porter que sur les déchets de haute activité produits à partir de cette date.

3. La transmutation des déchets de haute activité déjà conditionnés et la valorisation des déchets de moyenne activité à vie longue se heurtent à des difficultés majeures

Les déchets de haute activité à vie longue - produits de fission et actinides mineurs - résultant du retraitement des combustibles usés depuis la mise en service des installations de Marcoule (déchets C0) puis de La Hague (déchets C1) représentaient un volume de 1639 m³ au 31 décembre 2002, leur volume devant atteindre 3612 m³ en 2020 suivant les projections établies par l'ANDRA²⁴.

La dissolution des verres contenant les déchets radioactifs de haute activité à vie longue est possible techniquement. Dans l'état actuel des connaissances, cette opération semble toutefois très onéreuse. La séparation et la transmutation des déchets déjà produits et conditionnés semble en conséquence difficile à envisager.

²⁴ Inventaire national des déchets

Compte tenu de l'indispensable conditionnement, pour des raisons de sécurité, des produits de fission et des actinides mineurs issus du retraitement, ceci veut dire que la séparation et la transmutation des déchets radioactifs produits depuis les origines jusqu'en 2040, date de mise en service des réacteurs capables de transmuter les déchets en quantité, ne sont pas non plus envisageables.

La question des déchets de moyenne activité à vie longue mérite par ailleurs d'être examinée.

On pourrait a priori penser qu'une démarche identique de séparation –transmutation devrait s'appliquer aux déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL), afin de diminuer leur impact éventuel à long terme, puisque leur volume représente 4,6 % du total, pour 3,87 % de la radioactivité totale.

Leur volume atteignait 45 359 m³ au 31 décembre 2002, et devrait atteindre 54 509 m³ en 2020.

En réalité, la concentration des radioéléments dans ces déchets est faible et obligerait à des opérations de récupération dans des matrices ou des milieux extrêmement divers – bitume, ciments –, opérations qui généreraient elles-mêmes de nouveaux déchets radioactifs.

La valorisation des déchets MA-VL semble extrêmement difficile, pour les déchets déjà générés et pour l'avenir également.

Il n'en demeure pas moins qu'en l'absence totale de perspective de séparation-transmutation pour ce type de déchets, les seules solutions pour les gérer sont le stockage ou l'entreposage de longue durée.

II.- L'AXE 2 : LA FAISABILITE EN FRANCE DU STOCKAGE GEOLOGIQUE REVERSIBLE ENTRE 2020 ET 2025 EST TRES PROBABLE MEME SI QUELQUES INCERTITUDES TECHNICO-SCIENTIFIQUES RESTENT A LEVER

Le stockage en formation géologique représente la solution définitive privilégiée par la plupart des pays nucléaires pour leurs déchets radioactifs de haute activité et leurs combustibles usés. En application de la loi du 30 décembre 1991, la France concentre ses

recherches au laboratoire de Meuse/Haute-Marne, solution de référence qui nécessite encore des recherches plutôt que la construction d'une installation concurrente.

1. Selon l'agence internationale de Vienne, le stockage géologique des déchets apporte la sûreté maximale

L'AIEA (agence internationale de l'énergie atomique) de Vienne, qui fait partie des agences spécialisées de l'ONU, s'intéresse à la sûreté des déchets radioactifs et des combustibles usés depuis plusieurs années. En application de sa méthode générale, l'agence a mis au point, au sujet de la gestion des déchets radioactifs, un ensemble de préconisations, constitué de principes fondamentaux de sûreté, de règles de sûreté, de guides de sûreté et de bonnes pratiques.

Les principes fondamentaux de sûreté pour la gestion des déchets, édités par l'AIEA datent de 1995. Selon l'agence internationale, d'une manière générale, la gestion des déchets radioactifs doit avoir pour objectif d'assurer la protection de la santé publique et de l'environnement à tout moment, dans le présent et dans l'avenir, sans imposer des charges indues aux générations futures. *« Bien qu'il ne soit pas possible de garantir un total confinement des déchets radioactifs sur des échelles de temps très étendues, l'objectif est de donner l'assurance raisonnable de l'absence d'impact inacceptable sur la santé humaine. Ceci est typiquement obtenu par l'application de l'approche multibarrières, dans laquelle des barrières naturelles et des barrières ouvragées sont utilisées de concert »*²⁵.

La convention jointe sur la sûreté de la gestion des combustibles nucléaires usés et des déchets radioactifs, adoptée en 1997 et entrée en vigueur en 2001, est la première législation internationale contraignante dans ce domaine. Cette convention à laquelle ont adhéré 34 parties contractantes, énonce un ensemble d'exigences de sûreté pour la construction et l'exploitation d'entrepôts ou de stockage, sans toutefois prendre parti directement en faveur de solutions techniques particulières.

Autre étape fondamentale dans l'approche de l'AIEA, la conférence internationale organisée sous ses auspices à Cordoue en mars

²⁵ The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Fundamentals, Safety Series N°. 111-F, IAEA, Vienne, 1995.

2000 a fait le constat que « *l'entreposage 'perpétuel' des déchets radioactifs n'est pas une pratique durable et n'offre aucune solution pour l'avenir* ». En conséquence, la conférence générale de l'AIEA de septembre 2001 a adopté un programme d'action, comprenant notamment « *l'évaluation des conséquences sur la sûreté d'un entreposage prolongé et des reconditionnements éventuellement nécessaires* ».

En application de ce programme, l'AIEA a publié en 2003, un document élaboré par un panel d'experts internationaux constitué par ses soins, sur le sujet suivant : « *l'entreposage à long terme des déchets radioactifs : sûreté et durabilité* »²⁶. Destiné, selon les propres termes de l'AIEA, à servir de référence centrale et d'autorité pour les discussions nationales, ce document de l'AIEA indique que « *le confinement des déchets radioactifs est le mieux assuré lorsque ceux-ci sont placés à une profondeur significative dans le sous-sol, c'est-à-dire par le stockage géologique* ».

Pourquoi une telle position, claire et précise, en faveur du stockage géologique ne figure-t-elle pas dans la convention jointe de 1998 ?

Il semble s'être produit dans les années récentes une clarification des positions des experts sur les avantages du stockage par rapport à l'entreposage. Par ailleurs, la convention jointe exprime un consensus des parties contractantes, les Etats, qui, disposant de réalisations diverses, pour la plupart sous la forme d'entreposages, n'ont pas souhaité souscrire à une obligation contraignante de construction d'un site de stockage. On a retrouvé, dans l'Union européenne, ce refus des Etats de se voir imposer des obligations pratiques et datées, lors de la discussion du « *paquet nucléaire* » proposé par Mme Loyola de Palacio, commissaire européen à l'énergie.

La position des experts rassemblés par l'AIEA a toutefois été endossée par cette dernière d'une manière parfaitement claire : le stockage géologique est la solution de gestion des déchets radioactifs, optimale en matière de sûreté.

²⁶ The Long Term Storage of Radioactive Waste : Safety and Sustainability - A Position Paper of International Experts, IAEA, Vienna, 2003.

2. D'après les études réalisées dans différents pays, un niveau de sûreté élevé s'attache au stockage en formation géologique profonde

Si le stockage en formations géologiques profondes est considéré par l'AIEA et de nombreux pays comme l'option de référence pour le stockage des déchets radioactifs de haute activité, c'est parce qu'au-delà des barrières ou artificielles ou ouvragées que l'on peut interposer entre les déchets et les populations, une barrière naturelle de plusieurs centaines de mètres de roches oppose un obstacle retardateur d'une grande efficacité vis-à-vis du mouvement éventuel des radioéléments vers les populations.

La défense en profondeur grâce au concept multibarrières trouve alors son acception la plus pleine.

2.1. La défense en profondeur est assurée par différentes barrières artificielles ou ouvragées

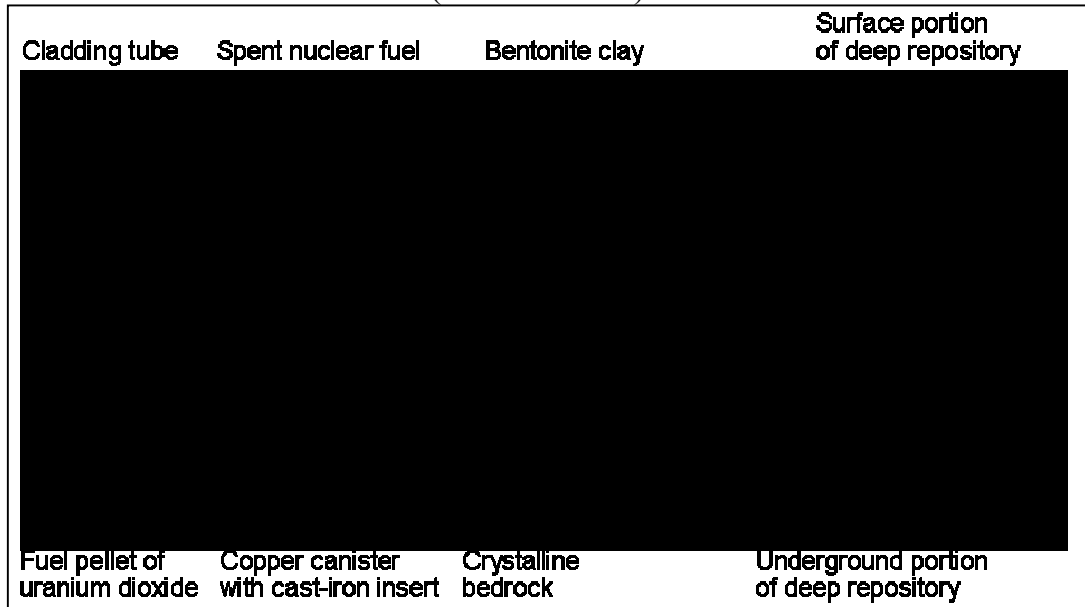
Suivant que l'on se trouve dans le cas de combustibles usés ou de déchets radioactifs de haute activité, le nombre et la nature des barrières de confinement artificielles ou ouvragées sont différents.

L'un des dispositifs de confinement les plus élaborés pour les combustibles usés est le dispositif suédois KBS-3, développé par SKB.

Dans ce dispositif, les barrières artificielles ou ouvragées sont au nombre de 5.

Les combustibles usés sont en effet constitués de pastilles de combustible (1^{ère} barrière de confinement : la matrice du combustible oppose une résistance à la migration des radioéléments), elles-mêmes insérées dans un crayon de combustibles constituant une gaine (2^{ème} barrière : la gaine métallique est d'une étanchéité imparfaite mais réelle), plusieurs crayons étant réunis en « assemblages combustibles ». Les assemblages combustibles sont eux-mêmes insérés dans un cylindre de fonte (3^{ème} barrière), qui lui-même sert de revêtement intérieur à un cylindre épais de cuivre dont l'épaisseur des parois est de 5 cm (4^{ème} barrière).

Figure 3 : Le concept de sûreté suédois KBS-3
(source : SKB)



Enfin, les conteneurs de cuivre sont entourés, lorsqu'ils sont stockés, par de la bentonite (5^{ème} barrière), une argile qui est imperméable à l'eau et qui fixe les radioéléments.

Dans une telle configuration, le stockage en profondeur présente l'intérêt d'interposer un milieu géologique (6^{ème} barrière) choisi pour ses faibles propriétés d'échange avec le milieu rocheux environnant (7^{ème} barrière éventuelle) si celui-ci est différent.

Dans le cas de combustibles retraités, la situation de départ est largement meilleure. En effet, d'une part les volumes de déchets radioactifs de haute activité sont réduits d'un facteur 5 par rapport aux combustibles usés, et, d'autre part, la matrice de confinement des déchets présente des propriétés largement améliorées (voir paragraphe III sur le confinement et l'entreposage de longue durée).

L'immobilisation des déchets de haute activité HA-VL dans des matrices de verre présente en effet une durabilité très élevée du fait du mélange intime des déchets et du verre et du caractère inaltérable des verres sur de très longues durées.

Les verres étant eux-mêmes placés dans des conteneurs métalliques CDS-V, l'acier inox de ces derniers représente alors la 2^{ème}

barrière de confinement. Les surconteneurs cylindriques développés par le CEA représentent alors une 3^{ème} barrière. On peut également envisager un superconteneur pour le stockage au fond (4^{ème} barrière). L'ONDRAF, organisme chargé de la gestion des déchets en Belgique, propose pour sa part une solution encore plus avancée, l'insertion du superconteneur dans un cylindre de béton (5^{ème} barrière), lui-même recouvert d'acier inoxydable.

En tout état de cause, le stockage géologique s'impose pour les radioéléments dont la période est très longue.

2.2. Les divers milieux géologiques ont des performances de confinement importantes même si elles sont différentes

La fonction essentielle du milieu géologique est d'opposer un retard supplémentaire le plus long possible à l'arrivée éventuelle de radioéléments dans la biosphère.

Des indications sérieuses montrent que de nombreuses formations rocheuses confinent les radioéléments à vie longue.

L'évolution des gisements d'uranium et l'exemple de réacteurs nucléaires naturels permettent de mieux comprendre les mécanismes de transfert de radionucléides dans la biosphère.

Les gisements d'uranium sont circonscrits dans des volumes réduits. Par ailleurs, le réacteur naturel d'Oklo a fonctionné il y a quelques 2 milliards d'années en Afrique, produisant entre autres du plutonium comme les réacteurs d'aujourd'hui. Ce plutonium s'est très peu déplacé et s'est au contraire fixé dans les fissures de la roche.

Au demeurant, la radioactivité des éléments contenus dans un combustible nucléaire usé peut être comparée avec celle du minerai d'uranium courant. D'après les calculs effectués par STUK, l'autorité de sûreté finlandaise, la radioactivité du combustible usé est 4 000 000 fois supérieure à celle du minerai d'uranium, lorsque le combustible est déchargé du réacteur. Un an après, elle n'est plus supérieure que d'un facteur 60 000. Après 40 ans, elle n'est plus supérieure que d'un facteur 7 000. Après 500 ans, la radioactivité du combustible usé n'est plus que 100 fois supérieure à celle du minerai d'uranium et après 10 000 ans, 15 fois. Enfin, après 200 000 ans, la radioactivité n'est plus supérieure que d'un facteur 1,5.

Toute la question est donc, sinon d'empêcher le transfert de radioactivité dans la biosphère, mais de la retarder au maximum, de sorte qu'au moment d'un éventuel contact, la radioactivité soit comparable à celle du minerai d'uranium naturel.

Les possibilités de « *by-pass* » ou de « *shunt* » de la barrière rocheuse en diminuent la sûreté, les principales éventualités étant la circulation d'eaux souterraines éventuelles ainsi que les puits d'accès et les galeries de stockage, elles-mêmes.

C'est pourquoi les milieux étudiés pour le stockage sont le plus souvent des milieux anhydres et lorsqu'ils ne le sont pas, comme le granite, des précautions particulières sont prises au niveau des autres barrières de confinement.

Par ailleurs, le remblaiement des galeries et des puits, la mise en place de barrières ouvragées, sous forme de scellements voire de bouchons artificiels, a pour but de redonner au milieu géologique ses propriétés de confinement, même si l'on peut s'attendre à des imperfections éventuelles de ces dispositifs, résultant en particulier de l'endommagement des roches lors des travaux de creusement.

Ce qui est alors gagné en sûreté est perdu en réversibilité, c'est-à-dire en possibilité de reprendre sans difficulté les colis. Examiné dans la suite, l'arbitrage réversibilité / irréversibilité doit en tout état de cause tenir compte d'autres facteurs, notamment l'acceptation par les populations.

En tout état de cause, les expériences étrangères renseignent sur le confinement apporté par différents milieux géologiques.

Le sel est le milieu géologique dans lequel est construit le WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) à Carlsbad, au Nouveau Mexique (États-Unis), premier stockage géologique opérationnel au monde, dédié aux déchets transuraniens de faible activité et d'origine militaire.

Datant de 225 millions d'années, la couche de sel de Carlsbad, d'une épaisseur d'un kilomètre, se trouve à une profondeur de 350 mètres et s'étend sur plusieurs centaines de km dans les quatre azimuts. Construit à - 650 mètres, le site de stockage est constitué d'un ensemble

de galeries dans lesquelles sont creusées les cavités de stockage selon une disposition en râteau²⁷.

Vis-à-vis du stockage, le sel présente non seulement l'avantage d'être un milieu totalement dépourvu d'eau, puisque toute trace d'eau interstitielle est piégée par le sel, mais aussi celui d'emprisonner spontanément les déchets qui y sont placés. Leurs parois se rapprochant les unes des autres à la vitesse de 3cm/an, les galeries se referment sur elles-mêmes naturellement au bout de 150 ans du fait de la pression. L'encapsulation totale des déchets avec reconsolidation du milieu est réalisée au bout de 1000 ans environ.

Le sel est également considéré en Allemagne comme présentant des propriétés de confinement intéressantes. Dès 1963, le Gouvernement fédéral a recommandé l'utilisation d'une formation saline souterraine pour stocker les déchets radioactifs²⁸. Après un long processus de sélection de site, la Basse Saxe a accepté la construction d'un site de stockage souterrain à Gorleben, dans un dôme de sel. Les travaux déjà réalisés de caractérisation du site et de construction de galeries de stockage à - 880 mètres auraient permis le stockage de déchets de haute activité, de déchets de moyenne activité à vie longue et même de combustibles usés non retraités, si le ministère fédéral de l'environnement n'avait pas décidé en 1999, pour des raisons purement politiques, de reprendre à zéro le processus de sélection de sites, en vue de construire un site unique centralisé pour les déchets de tous types et les combustibles usés.

Autre type de milieu présentant des caractéristiques intéressantes pour le stockage, un gisement de minerai de fer retiré de l'exploitation a été étudié en Allemagne, à Konrad, près de Salzgitter en Basse Saxe. Les galeries inclinées situées à une profondeur comprise entre 800 et 1300 m ont été étudiées en vue du stockage de déchets radioactifs non thermiques, principalement des déchets de faible ou moyenne activité, à vie courte ou à vie longue. Autorisée en mai 2002 par le Land de Basse Saxe, l'ouverture du site de Konrad est toutefois suspendue d'une part au

²⁷ Les cavités dans lesquelles sont placés les déchets ont une largeur de 10 m pour une longueur de 100 m, la séparation entre chacune d'elles ayant une épaisseur de 30 m environ.

²⁸ Entre 1981 et 1998, des déchets de faible activité ont été stockés dans l'ancienne mine de sel et de potasse de Morsleben, près de Magdebourg, dans le Land de l'Est de Saxe-Anhalt. Ce centre a ensuite été fermé par le Gouvernement SPD / Verts du Chancelier Schröder.

résultat de 4 recours juridiques, et, d'autre part, à une autorisation de construction du Gouvernement fédéral.

Le tuf d'origine volcanique est le milieu géologique qui caractérise le site de Yucca Mountain, dans le Nevada, choisi par les États-Unis pour le stockage géologique des combustibles usés issus des centrales nucléaires commerciales et les déchets de haute activité provenant des activités militaires²⁹.

Yucca Mountain se trouve dans une zone inhabitée - la première habitation se situe à 22 km - qui se caractérise par un climat très sec, avec des précipitations d'environ 19 cm par an, dont 95 % s'évaporent ou sont absorbés par la végétation. D'une hauteur de 1500 m, Yucca Mountain devrait abriter des galeries creusées à flanc de montagne et se situant à 300 m sous la crête et à 300 m au-dessus de la nappe phréatique. Cette montagne est constituée de tuf, roche volcanique de porosité élevée possédant un pouvoir oxydant, qui a toutefois la propriété de retenir les radioéléments. S'agissant de présence d'eau dans le site, la démonstration a été faite de l'absence de remontées depuis la nappe phréatique mais les risques de percolation d'eau, notamment du fait de la chaleur dégagée par les déchets, obligent à prévenir la corrosion des colis, en choisissant des matériaux ou des revêtements particulièrement résistants³⁰.

L'argile représente, pour sa part, un milieu d'une structure chimique et cristallographique complexe, dont les propriétés en terme de matériau sont bien connues mais dans lequel aucun ouvrage souterrain de grande dimension n'avait été réalisé avant la construction du laboratoire de Mol en Belgique. L'argile de Boom de Mol s'est révélée être, non pas une pâte comme on pouvait s'y attendre, mais une roche dure. Il en est de même pour l'argile du Callovo-Oxfordien de Bure, qui est également une roche dure non poreuse, d'une densité relativement élevée. Tant l'argile de Boom que celle du Callovo-Oxfordien sont très peu perméables.

²⁹ Yucca Mountain se trouve à 160 km au nord-ouest de Las Vegas, à l'intérieur du Nevada Test Site où ont eu lieu de nombreux essais nucléaires, dont ceux du programme Plow Share.

³⁰ L'installation de boucliers en titane au dessus des conteneurs de combustibles usés fait partie des solutions étudiées.

Localisé en Campine, dans le nord-est de la Belgique, le laboratoire de Mol se situe à -225 m dans une couche d'argile de Boom³¹ de plusieurs centaines de km², orientée sud-est - nord ouest dont la base se situe à -1000 mètres au sud-est et à -400 mètres au nord-ouest. Le laboratoire de Bure se trouvera pour sa part à -490 m dans une couche d'argile du Callovo-Oxfordien dont l'épaisseur varie de 100 m au sud-ouest à 160 au nord-ouest, à une profondeur moyenne de 450 m et dont la superficie est d'une centaine de km².

Dans les deux cas de Mol et de Bure, l'argile se présente ainsi sous la forme d'une couche souterraine qui représente potentiellement un véritable « *coffre-fort* » pour d'éventuels déchets, à condition que ses propriétés de confinement soient démontrées scientifiquement.

3. Le retard dans la construction du laboratoire de Meuse / Haute-Marne est en partie compensé par les connaissances acquises à l'international

Les recherches de l'ANDRA sur l'argile ont considérablement progressé avant même l'exploration du site de Bure.

En effet, l'ANDRA est partie prenante depuis le début des années 1990 de différents projets scientifiques ou techniques conduits dans le laboratoire souterrain de Mol en Belgique, sur l'argile de Boom et dans le laboratoire de Mont Terri en Suisse.

Différente de l'argile du Callovo-Oxfordien de Bure notamment par sa ductilité supérieure, l'argile de Boom offre des conditions d'étude pourtant intéressantes, car offrant des caractéristiques plus extrêmes. L'argile à Opalinus de Mont Terri constitue elle aussi un analogue utile, lui aussi moins favorable que l'argile de Bure.

En conduisant des recherches dans ces deux laboratoires, on a ainsi acquis un ensemble de connaissances génériques sur l'argile ou spécifiques à des argiles particulières, qui lui ont permis d'avancer rapidement dès que des prélèvements d'argile de Bure ont pu être étudiés en laboratoire et de préparer les méthodes et les équipements de mesure qui ont été opérationnels dès la mise en service de la niche et des galeries de Bure.

³¹ L'argile de Boom est une argile silteuse présentant une teneur importante en pyrite et en glauconie

3.1. Des expériences nombreuses ont été conduites à Mol, en Belgique

Depuis 1987, la France a utilisé les possibilités offertes par le laboratoire souterrain HADES de Mol pour avancer dans la démonstration scientifique de la faisabilité éventuelle d'un stockage souterrain dans l'argile.

C'est à Mol qu'ont pu être mises au point diverses méthodes expérimentales de caractérisation des propriétés de l'argile, en particulier géochimiques, géomécaniques et thermiques.

Ces méthodes ont ensuite été testées et affinées au Mont Terri, dont l'argile est plus proche de celle de Bure.

Dans l'hypothèse, peu probable, au demeurant, d'une rupture des colis de déchets, il importe de déterminer quels mécanismes pourraient entraîner une dissémination des radioéléments dans l'environnement.

Un ensemble d'expériences a permis de déterminer la chimie des eaux interstitielles de l'argile, et de mettre en évidence l'équilibre des eaux interstitielles avec la roche, ainsi que la nature des transferts hydriques. Le processus de migration dans l'argile de Boom est essentiellement un processus de diffusion, avec des vitesses de transport très faibles³².

De même, l'influence de la chaleur a été étudiée, afin de déterminer dans quelle mesure les propriétés mises en évidence à température naturelle pourraient être modifiées par la chaleur dégagée par les colis de déchets.

Élément positif, en examinant les propriétés de l'argile au voisinage d'un puits dix ans après son fonçage, il est apparu que, de même que les fractures se comblent, les propriétés hydrauliques de l'argile sont restaurées après 10 ans, un nouvel équilibre se créant après le creusement. Ce point est particulièrement important car le comportement mécanique de l'argile est sensible aux variations de teneur en eau.

On a également acquis des connaissances nouvelles concernant l'ingénierie des travaux dans l'argile, en particulier pour le creusement

³² La perméabilité est de 10^{-12} m/s, soit environ 30 $\mu\text{m}/\text{an}$.

de galerie ainsi que pour le scellement de celles-ci. Le creusement de la nouvelle galerie de Mol a permis de vérifier les performances d'un tunnelier, de tester la méthode de soutènement par des blocs de béton avec clé plus avantageux que des cintres de béton. De même ont pu être mises au point des méthodes de déformation ou de coulissement des cintres, d'effort à l'interface roche cintre et de convergence du massif.

3.2. Une maîtrise scientifique et technique a été acquise au Mont Terri

Implanté dans un milieu géologique voisin de celui de Bure, le Laboratoire de Mont Terri a permis de réaliser des travaux très importants pour la conception d'expériences et de tests destinés à être réalisés ensuite dans le laboratoire de Meuse/Haute-Marne.

L'argile à Opalinus du Mont Terri est un bon analogue des argilites du Callovo-Oxfordien étudiées à Bure. Il s'agit dans les deux cas de matériaux qui ont l'aspect d'une argile mais les propriétés mécaniques d'une roche dure. La principale différence entre les deux types d'argilites est en effet que les argilites silteuses du Mont Terri sont plissées verticalement et chevauchantes, alors que celles de Bure sont tabulaires et sans contraintes tectoniques. Mais leurs âges et leurs compositions chimiques respectives sont équivalents.

Les principales expériences conduites au Mont Terri concernent les domaines suivants³³ :

- la géochimie des fluides circulant dans les argilites
- la diffusion et la migration des radioéléments dans la roche : réalisation de dispositifs expérimentaux, mesures et tests de modèles dans l'argile à Opalinus transposés ensuite dans l'argile du Callovo-Oxfordien
- le comportement thermique du milieu soumis à une source chaude
- les techniques de construction de clés d'ancrage dans l'argile³⁴.

³³ Audition de M. Jacques DELAY, Adjoint au Directeur du Laboratoire, Chef du service scientifique, Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute Marne, ANDRA, Mont Terri, 10 septembre 2003.

³⁴ Le budget 2003-2004 de 3,5 millions € de Mont Terri est couvert à 47 % par l'ANDRA.

85 % des expériences faites au Mont Terri seraient transposables à Bure. Ce sera particulièrement le cas pour les expériences faites sur l'endommagement de l'argile à Opalinus lors du percement de puits ou de galeries. La question de l'endommagement des roches est particulièrement importante, dans la mesure où des perturbations peuvent entraîner une perméabilité et permettre une circulation d'eau. Ce qui est tolérable dans un ouvrage de génie civil, par exemple dans le tunnel sous la Manche, où les fuites sont régulièrement colmatées par des injections de résine, ne l'est pas dans le cas d'un stockage de déchets radioactifs. C'est pourquoi on a expérimenté au Mont Terri l'efficacité de dispositifs comme la mise en place de saignées et de peignes de bentonite dans la zone endommagée.

L'IRSN effectue aussi au Mont Terri des recherches en tant qu'appui technique de l'autorité de sûreté nucléaire. Contrairement à son laboratoire en sub-surface de Tournemire, le laboratoire de Mont Terri lui permet d'utiliser des radioéléments comme traceurs. Les recherches effectuées dans l'argile de Tournemire et dans celle de Mont Terri concernent principalement la fracturation et la fissuration de la roche, son comportement hydraulique, la modélisation du transport de radioéléments avec les phénomènes d'absorption ou de transfert dans l'eau interstitielle, la microbiologie du milieu du fait de la présence éventuelle d'archéobactéries réactivées par l'ouverture des galeries, les techniques de ventilation forcée des galeries et leur influence sur la saturation et la désaturation de la roche³⁵.

Ainsi, grâce au travail commencé à Mol, puis poursuivi au Mont Terri, on a pu mettre en place une batterie d'expériences in situ à Bure, dès que la niche à - 445 mètres a été disponible.

De cette manière, les deux années de retard dans la construction du laboratoire, l'une due à la délivrance tardive de l'autorisation administrative de commencer les travaux, et, l'autre entraînée par une action judiciaire suite à un accident de chantier, ont pu être quasiment compensées.

³⁵ Audition de M. Helmut PITTSCH., responsable du laboratoire de modélisation et de validation des transferts, IRSN, Mont Terri, 10 septembre 2003.

4. Les acquis de la recherche sont très nombreux, même s'il reste des incertitudes à lever sur la faisabilité d'un stockage dans l'argile de Bure

La niche d'expérimentation in situ située à -445 m de profondeur et d'une longueur totale de 40 mètres, dans la couche d'argile de Bure, n'est entrée en service qu'à la fin novembre 2004. Depuis cette date, et compte tenu de l'expérience accumulée à Mol et à Mont Terri, de nombreux équipements scientifiques ont été déployés rapidement.

Deux remarques s'imposent toutefois.

En premier lieu, les expérimentations à Bure ont commencé depuis beaucoup plus longtemps, depuis la surface avec un important programme de forages et dans le puits principal et dans le puits auxiliaire.

En second lieu, même si le rythme d'acquisition de données va être très rapide au cours de l'année 2005, d'autant que le niveau de profondeur des galeries devrait être atteint à la fin du 1^{er} trimestre et certaines galeries livrées à la mi 2005, il sera toutefois impossible de conduire à leur terme, avant la fin 2005, différentes expériences importantes pour la qualification de la couche d'argile en termes de confinement.

Une organisation scientifique de pointe a été déployée autour du laboratoire de Meuse / Haute Marne et depuis peu in situ. Un ensemble de résultats scientifiques convaincants a été produit. Compte tenu du temps disponible, ces données et ces analyses produites pourtant en abondance déjà, ne sont pas suffisantes au regard de l'objectif visé et doivent être vérifiées dans la durée.

4.1. Le travail scientifique accompli à Bure est pluraliste et de qualité internationale

Les conditions et les procédures d'une recherche scientifique fondamentale de haut niveau ont été mises en œuvre pour l'étude du site de Bure. Une approche pluridisciplinaire faisant appel aux meilleurs organismes a été mise en œuvre pour caractériser l'argile de Bure, organisée selon les procédures de la recherche fondamentale internationalement reconnues.

Un Comité d'orientation et de suivi a été installé auprès de l'ANDRA dans un rôle consultatif mais dont les avis ont été suivis d'effet. Rassemblant 13 membres français et étrangers appartenant au monde académique ou à des grands organismes de recherche et présidé par le directeur de la recherche du BRGM, le Comité d'orientation évalue la conception de l'ensemble des programmes expérimentaux et l'interprétation des résultats.

Des Groupements de Recherche (GdR) ont été créés, rassemblant des équipes performantes, ainsi FORPRO pour l'étude des formations géologiques profondes³⁶ (CNRS et ANDRA), PARIS pour l'étude de la physico-chimie des actinides en solution (CNRS, ANDRA, CEA et EDF), et MOMAS pour la modélisation mathématique et les simulations (CNRS, ANDRA, BRGM, CEA, EDF).

Ainsi, dans le cas du programme FORPRO, un nombre important d'équipes d'unités mixtes de recherche CNRS/Universités, IPG (Institut de Physique du Globe) et Grandes écoles ont été impliquées, rassemblant 200 chercheurs, ingénieurs, doctorants et post-doctorants. Une approche multidisciplinaire a en outre été appliquée, combinant géochimie, géophysique, pétrophysique, géomécanique, microbiologie.

Au total, plus de 80 laboratoires académiques sont associés aux travaux réalisés, dans le cadre de 7 groupements d'excellence sur des thématiques précises et avec pour produit près de 30 thèses soutenues dans 20 universités différentes.

La qualité des travaux conduits a par ailleurs été attestée par la revue par des pairs « *Peer Review* » effectuée par l'AEN-OCDE en 2001, selon une procédure d'examen contradictoire répondant aux standards internationaux, conduite par un panel de scientifiques et d'experts indépendants issus de plusieurs pays³⁷.

³⁶ Les principaux thèmes de recherche du GdR FORPRO sont les suivants : les transferts de solutés en milieu argileux peu perméable et l'évolution de celui-ci au cours du temps ; l'origine, l'âge et la composition chimique des eaux souterraines ; les chemins passés ou actuels des eaux dans l'environnement du laboratoire souterrain et leur impact sur le comportement à long terme d'un site de stockage ; les réponses du milieu géologique aux perturbations mécaniques, thermiques et chimiques ; la modélisation de l'évolution d'un site géologique à diverses échelles de temps.

³⁷ The French R&D Programme on Deep Geological Disposal of Radioactive Waste : An International Peer Review of the Dossier Argile 2001, AEN-OCDE, 2003.

Les procédures d'orientation et d'évaluation scientifique appliquées par l'ANDRA pour le laboratoire de Meuse/Haute Marne sont incontestablement celles de la recherche fondamentale de haut niveau³⁸. Le haut niveau de ces recherches est attesté par le nombre élevé de publications scientifiques liées à l'étude de l'argile de Bure.

4.2. Les méthodes et les équipements scientifiques mis en œuvre au laboratoire de Meuse/Haute Marne sont de haut niveau

Des méthodes de pointe sont utilisées pour l'étude de la couche d'argile de Bure.

Depuis la surface, un grand nombre de forages verticaux ont été réalisés sur le site du laboratoire et dans un rayon de 20 km autour de celui-ci³⁹. Des forages déviés ou directionnels ont permis de balayer la couche d'argile dans deux directions. Grâce à ces différents types de forage (15 km au total), des carottages d'une longueur de 4,2 km dont 2,3 km dans l'argile ont pu être étudiés en surface et des diagraphies réalisées, qui permettent de fournir un enregistrement en continu des variations d'un paramètre physique ou chimique en fonction de la profondeur, suivant les technologies de mesure de l'industrie pétrolière.

Les méthodes de sismique 3D, mises en œuvre au cours d'une campagne de géophysique conduite en 2000, ont également permis de dresser une carte précise de la région de Bure.

En outre, une observation directe de la couche d'argile est réalisée depuis mars 2004.

En complément à ces techniques de pointe et aux méthodes expérimentales de physico-chimie, des méthodes d'expérimentation spécifiques ont été mises au point pour apporter des réponses à des questions difficiles mais fondamentales.

Ainsi le CNRS a développé une méthode de datation des eaux souterraines, sur différentes échelles de temps, moins de 100 ans avec le

³⁸ Conseil scientifique du GdR, Commission nationale d'évaluation, Conseil scientifique de l'ANDRA, Comité national du CNRS, Comité expert d'orientation (sciences de l'univers), comités de lecture des revues A+, Comité d'experts du VI^{ème} PCRD.

³⁹ Sur le site du laboratoire : 7 forages de garde dans l'Oxfordien calcaire situé au dessus de la couche d'argile. Dans un rayon de 20 km : 6 plate-formes, 11 forages profonds, 5 forages au Dogger situé en dessous de la couche d'argile et 6 forages dans l'Oxfordien.

krypton 85, ou de 50 000 à 1 000 000 années avec le krypton 81⁴⁰. Autre exemple, deux méthodes d'imagerie 3 D sur une profondeur de 5 m de la zone endommagée permet d'étudier la fracturation induite des parois de galeries⁴¹.

L'ensemble des méthodes a permis d'apporter d'ores et déjà des enseignements importants sur les propriétés de l'argile de Bure.

4.3. L'argile est un milieu garantissant l'intégrité des colis de déchets vitrifiés sur plusieurs centaines de milliers d'années

En tant que barrières de confinement de premiers niveaux, les matrices de déchets et les conteneurs jouent un rôle déterminant sur la sûreté du stockage géologique.

L'étude du comportement à long terme des matrices d'immobilisation et des conteneurs est possible à l'aide de modèles numériques simulant les mécanismes physico-chimiques régissant l'évolution des matériaux utilisés. Pour en déterminer les lois, les essais en laboratoire sur échantillons en conditions accélérées sont complétés par l'étude d'analogues naturels ou archéologiques. Un élément déterminant est l'arrivée de l'eau du site de stockage au contact des colis de déchets, qui se produit après environ 1000 ans.

La vitrification des déchets de haute activité - produits de fission et actinides mineurs - est un procédé choisi après constat que les verres archéologiques sont quasiment intacts après plusieurs milliers d'années de séjour dans l'eau de mer⁴² et que les verres basaltiques sont très peu altérés après un million d'années.

Une comparaison des vitesses de relâchement de radionucléides incorporés dans des ciments ou des bitumes ou de produits d'activation d'alliages métalliques montre la supériorité des matrices vitreuses⁴³.

⁴⁰ Ces méthodes trouvent des applications pour l'étude de l'évolution climatique et pour la cosmochimie.

⁴¹ Ces deux méthodes ont des applications pour l'étude des risques volcaniques ou de génie civil, pour l'hydrogéologie et la sédimentologie.

⁴² L'aval du cycle nucléaire - Tome I : Etude générale, rapport de MM. Christian BATAILLE et Robert GALLEY, Députés, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 978, Sénat n° 492.

⁴³ Le procédé est le suivant : calcination de la solution de produits de fission et d'actinides mineurs puis vitrification à 1100 °C par mélange avec de la fritte de verre et chauffage

Le CEA a établi en effet que, pour les ciments utilisés pour conditionner certains déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL)⁴⁴, la radioactivité est relâchée dès l'arrivée de l'eau, en raison de la porosité du ciment, c'est-à-dire après 1000 ans⁴⁵. L'utilisation du bitume comme matrice d'immobilisation se traduit par une amélioration des performances, mais 90 % du colis initial est altéré après 10 000 ans.

Pour les coques et embouts, déchets métalliques MA-VL issus des gaines de combustible, comprimés et insérés dans des cylindres en inox, le relâchement de la radioactivité ne se produit que bien plus tard. En effet, la radioactivité de ces déchets provenant d'éléments activés dans la masse métallique, leur passage en solution ne se produit qu'après 100 000 ans environ.

Enfin, une très forte capacité de rétention des radioéléments caractérise les verres utilisés pour conditionner les déchets de haute activité à vie longue. La matrice de verre est non seulement très peu soluble dans l'eau mais sa surface se recouvre de gels protecteurs après dissolution sur une très faible épaisseur⁴⁶. Selon les modèles réalisés sous la conduite du CEA, « *la durée de vie d'un tel colis est supérieure à 300 000 ans* »⁴⁷.

Au demeurant, les performances des colis de déchets si elles sont tributaires du milieu géologique d'accueil, ne sont qu'un des éléments de la sûreté, la formation géologique profonde jouant, comme on l'a vu, un rôle déterminant en tant que barrière de confinement.

dans un four à induction, puis coulage du verre en fusion dans un conteneur cylindrique en acier réfractaire. Les radionucléides font partie du réseau vitreux, ce qui explique la longévité de ce conditionnement.

⁴⁴ Il s'agit de déchets d'exploitation compactés ou immobilisés dans du ciment ou de déchets liquides incorporés dans du ciment.

⁴⁵ Pour relativiser la portée d'un tel phénomène, on ne recourt au ciment comme matrice de conditionnement que pour des déchets qui au total représentent une faible part de la radioactivité totale.

⁴⁶ Les mécanismes réactionnels relatifs aux verres sont l'hydratation et l'interdiffusion, l'hydrolyse de certains éléments (silicium, aluminium, fer), la formation d'une couche de gel et sa densification qui annule quasiment la porosité.

⁴⁷ Mme Michèle TALLEC, audition du 27 janvier 2005, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale.

4.4. Les propriétés physico-chimiques de l'argile de Bure contribuent au bon confinement

L'argile du Callovo-Oxfordien de Bure résulte d'une sédimentation en milieu peu profond intervenue il y a 155 millions d'années, à une température de l'ordre de 40 °C. Depuis lors la roche n'a pas été perturbée.

Aucune faille à rejet vertical supérieur à 2 m n'existe sur 4 km². Le nombre de microcassures sur les 1400 mètres de carottages résultant de forages déviés n'est que de 38, celles-ci étant sans mouvement et sans influence sur les propriétés hydrauliques. L'homogénéité de la couche est démontrée sur 200 km² mais aussi à l'échelle métrique et au niveau moléculaire.

L'argile de Bure se révèle très faiblement perméable et l'eau s'y déplace très lentement (3 cm en 100 000 ans).

Indépendants des mouvements de l'eau, les processus de transport d'éléments chimiques en particulier de radioéléments s'y révèlent également lents. Faiblement poreuse, l'argile du Callovo-Oxfordien possède en effet une capacité de rétention élevée. Ainsi, les anions les plus mobiles (I, Cl, Se) éventuellement relâchés par des colis de déchets n'atteindraient le sommet de la couche qu'en 300 000 ans. Les cations mobiles atteindraient le toit de la couche en 10 à 20 millions d'années et les actinides mineurs, encore moins mobiles, en plus d'un milliard d'années⁴⁸.

En outre, des expériences montrent que l'interface entre, d'une part, l'argile du Callovo-Oxfordien et, d'autre part, la couche de calcaire Oxfordien qui la coiffe, constitue une frontière difficile à franchir pour les cations. Cette propriété remarquable renforce encore les propriétés de confinement de la couche d'argile.

4.5. L'hydrogéologie et la sismique du site de Bure sont favorables

Pour juger des propriétés de confinement d'un milieu géologique, il ne suffit pas de caractériser le milieu considéré, mais il

⁴⁸ Les particules d'argile sont chargées négativement en surface, ce qui a pour conséquence de repousser les anions et de ralentir leur progression par diffusion dans la porosité de la roche. Les cations sont pour leur part adsorbés par l'argile.

faut aussi déterminer celles des formations encaissantes, notamment au plan de l'hydrogéologie.

Les calcaires des formations encaissantes de la couche de Bure, c'est-à-dire l'Oxfordien qui se trouve en dessous et le Dogger qui se trouve en dessous, contiennent très peu d'eau. Les gradients verticaux sont très faibles sur la totalité de la couche et quasiment nuls sur le site. La géochimie a par ailleurs permis de montrer que les transferts d'éléments sont très lents dans ces calcaires : 10 km en un million d'années.

La sismologie représente également un sujet important et un sujet d'inquiétude pour certains experts⁴⁹. Il a notamment été fait état d'un séisme survenu en 1784 à Neufchâteau à une trentaine de km de Bure et d'un autre épisode de 1992 à quelques km de Bure.

Pourtant, la reconstitution des séismes de niveau 2 au maximum dans le lointain passé fait apparaître l'épicentre à une distance de 70 km du site. Cette zone appartient à l'est du Bassin parisien, région de très faible sismicité, où les vitesses de glissement possibles sur les failles régionales sont de l'ordre de 0,001 à 0,0001 mm/an. Le secteur de Bure n'a pas d'activité néotectonique détectable ni d'activité sismique locale significative.

À l'issue de la révision du plan de zonage sismique national, la zone de Bure sera d'ailleurs classée dans la catégorie la moins sismique de France⁵⁰.

Pour autant, les installations de Bure sont dimensionnées pour résister à un séisme du niveau 6, afin de prendre en compte le Séisme Maximal Physiquement Possible d'une magnitude de 6, distant de 75 km.

Comme les conséquences d'un séisme sont d'autant plus atténuées que la profondeur est grande, on peut scientifiquement considérer que les précautions prises sont suffisantes.

⁴⁹ André MOUROT, Membre du CLIS de Bure, audition organisée par l'OPECST, 27 janvier 2004, Assemblée nationale.

⁵⁰ Audition de M. Thierry TROUVÉ, Directeur de la prévention des pollutions et des risques, ministère de l'écologie et du développement durable, 2 février 2005.

4.6. Des expériences restent à confirmer in situ et des incertitudes à lever sur la zone d'endommagement et les conséquences de gradients thermiques et d'émissions gazeuses

Comme on l'a vu, de nombreuses expériences scientifiques relatives à l'argile de Bure ont été réalisées avant même le creusement des puits et la construction de la niche d'expérimentation, en utilisant les possibilités offertes par les laboratoires de Mol et de Mont Terri, ainsi qu'en exploitant en laboratoire les carottages ou les prélèvements faits à distance. La validation de certaines des expériences, notamment celles fondamentales pour la sûreté, est nécessaire in situ.

Par ailleurs, la zone d'endommagement, correspondant à l'épaisseur de la roche perturbée par le creusement de puits, de galeries ou des barrières ouvragées, représente un point de faiblesse potentiel pour le confinement assuré quasi parfaitement par l'argile, en l'absence de toute intrusion humaine.

Une question importante est toutefois de connaître les dimensions de la zone d'endommagement, par rapport à celles de la couche d'argile. Selon les premières observations faites lors du creusement des puits et de la niche d'expérimentation à -445 m, la zone d'endommagement représente le 1/3 du rayon d'un ouvrage, soit 1 m pour un puits de 3 m de rayon. Cette dimension doit être mise en parallèle avec l'épaisseur de la couche d'argile, de 130 à 150 m, puisqu'aussi bien le reste intact de la couche d'argile continuera de jouer le rôle de barrière de confinement. Le cas des ouvrages traversants mérite d'être approfondi, sachant que des barrières ouvragées peuvent être conçues de manière à stopper d'éventuels relâchements ayant emprunté la zone d'endommagement.

Par ailleurs, il convient également d'étudier les conséquences de dégagements gazeux éventuels provenant de déchets conditionnés dans des matrices telles que le ciment ou le bitume. Quelle est la probabilité de tels phénomènes et quelle pourrait être leur forme ? Quelles en seraient les conséquences, sur l'argile ou les barrières ouvragées, suivant que le stockage est en configuration réversible ou irréversible après comblement des galeries ?

Une autre question qui doit également être approfondie est celle de l'influence de la température sur le comportement de l'argile dans la

masse et dans la zone d'endommagement. En effet les déchets radioactifs produisent des dégagements de chaleur. Dans quelle mesure, une fois introduits dans la couche d'argile, pourraient-ils en modifier le comportement ?

Pour régler le problème de la chaleur, plusieurs paramètres peuvent être actionnés. En premier lieu, on peut attendre le refroidissement des colis de déchets en les entreposant en surface. En second lieu, l'emplacement des colis dans les galeries de stockage peut être calculé de manière que la température ambiante ne dépasse pas une valeur maximale.

Bien que ces problèmes soient d'ordre industriel, il n'en demeure pas moins qu'une connaissance scientifique précise des mécanismes d'évolution des propriétés de l'argile en fonction de la température est nécessaire, de manière à mettre en place les modalités de gestion des colis et à dimensionner d'une manière optimale le stockage.

4.7. L'évaluation de la sûreté globale reste à parachever

Dans le cadre d'une collaboration ANDRA – CEA – EDF, une modélisation numérique d'un site de stockage de déchets radioactifs a été réalisée, permettant de simuler son comportement et son évolution au cours du temps.

Les paramètres à prendre en compte sont évidemment très nombreux, nature des colis, chimie du milieu, mécanismes de corrosion, cinétique de transport dans les différents milieux géologiques, implication des traces d'eau, etc. Une difficulté majeure est bien évidemment le couplage des différents phénomènes influençant l'intégrité du stockage.

La plate-forme de simulation ALLIANCES, outil de grande qualité, permet d'ores et déjà de réaliser des milliers de cas de calcul et d'évaluer divers scénarios d'évolution du confinement, y compris dans le cas d'intrusion accidentelle ou volontaire. Pour représenter plus fidèlement la réalité, les modèles devront toutefois intégrer les résultats des expériences physiques en cours ou à venir. De même, les choix d'ingénierie, une fois effectués, devront être incorporés au modèle global. À cet égard, les modèles numériques devraient apporter des éclairages intéressants sur le choix réversibilité / irréversibilité vis-à-vis de la sûreté.

En réalité, l'évaluation de sûreté dépend en grande partie de la finalisation des modèles numériques, finalisation qui devra donc précéder toute décision.

Compte tenu du rôle déterminant pour la sûreté assuré par la formation géologique profonde, une décision capitale est évidemment celle du choix de la réversibilité ou de l'irréversibilité.

La loi du 30 décembre 1991 assigne à la recherche l'objectif d'étudier à parité ces deux solutions. Mais en réalité, si on l'éclaire de considérations pratiques, ce choix continue-t-il d'être réellement un dilemme ?

5. La réversibilité sur une période étendue est possible dans de bonnes conditions de sûreté

Les avantages respectifs de l'irréversibilité et de la réversibilité d'un stockage de déchets radioactifs sont à évaluer sur trois registres, technique, éthique et pratique.

5.1. Les arguments de sûreté en faveur de l'irréversibilité ne semblent pas déterminants

Sur le plan technique, l'irréversibilité, en ce qu'elle conduit au comblement de l'ouvrage de stockage, apporte le meilleur confinement possible et affranchit de toute nécessité de surveillance, dès lors que la preuve peut être apportée que la formation géologique utilisée assure cette fonction à très long terme, c'est-à-dire pour plusieurs centaines de milliers d'années.

Le rôle des différentes barrières de sûreté est d'une importance capitale, comme le montre a contrario l'exemple de Yucca Mountain, dont les propriétés de confinement font débat. Comme le prescrit l'Académie nationale des sciences américaine pour ce site, la sûreté du site doit être garantie sur plusieurs centaines de milliers d'années, durée correspondant au pic de dose radioactive des éléments à plus longue période. En conséquence, du fait des possibilités de migration à long terme de radioéléments à partir du site vers une direction particulière, le DOE est obligé de démontrer l'intégrité des conteneurs de combustibles usés sur cette échelle de temps, ce qui oblige à prendre des dispositions

coûteuses contre la corrosion, dans la mesure où le tuf est un milieu naturel beaucoup plus agressif que le sel ou l'argile.

Par ailleurs, en situation d'irréversibilité, la reprise des déchets oblige à reconstruire de nouveaux puits et galeries d'accès, ce qui complique la mise en œuvre de solutions techniques qui pourraient permettre de transmuter à terme les déchets radioactifs même conditionnés ou d'en tirer un contenu énergétique. Mais l'irréversibilité ne rend pas impossible la reprise des déchets, puisque les mêmes techniques minières qui ont été utilisées pour la construction du site, devraient pouvoir être utilisées ultérieurement pour creuser de nouveaux chemins d'accès.

Au contraire, la réversibilité qui oblige, dans sa version maximaliste, à laisser ouverts les puits et les galeries, réduit la performance de confinement des déchets et même la sécurité physique du stockage.

Cette solution présente toutefois deux avantages déterminants. La réversibilité permet, théoriquement, de détecter rapidement la détérioration des colis et d'y remédier sans délai. L'autre avantage est de faciliter la mise en œuvre d'éventuelles solutions techniques d'incinération des déchets, puisque la reprise des colis est facilitée par hypothèse.

Sur le plan technique de la sûreté, le bilan des avantages comparés de l'irréversibilité et de la réversibilité ne semble pas au final pas si déséquilibré que l'on peut le penser a priori en faveur de la première solution.

5.2. La réversibilité s'impose pour des raisons éthiques

Vis-à-vis des générations futures, l'irréversibilité règle le problème de transfert de charge. Aucune charge n'est reportée sur celles-ci et la seule obligation à respecter à leur égard est celle de la transmission d'informations sur la localisation et la composition du stockage.

La réversibilité reporte au contraire une charge de surveillance incontestable sur les générations futures, en contrepartie de possibilités plus aisées d'intervention sur les déchets.

En tout état de cause, avec la réversibilité, le champ du possible reste ouvert, ce qui est essentiel pour une perception positive du progrès technique, de la solidarité nationale et de la confiance dans l'avenir.

Dans le rapport de sa mission de médiation de décembre 1993 sur l'implantation de laboratoires de recherche souterrains⁵¹, Christian BATAILLE écrivait : *« la réversibilité m'apparaît comme une garantie autant scientifique que morale.(...) Il est donc indispensable d'annoncer clairement que les programmes des recherches à conduire dans les laboratoires souterrains accorderont une priorité à l'étude des dispositifs permettant ultérieurement la réversibilité du stockage. Compte tenu des progrès de la science et des techniques, de l'avancement des autres voies de recherche, cette particularité réservera la possibilité et donc la liberté de choisir. »*

Au final, l'irréversibilité peut apparaître comme une sorte de perte de confiance vis-à-vis du progrès scientifique et comme une atteinte à l'intégrité du sous-sol, même si la décroissance radioactive naturelle ramène la radioactivité des déchets au niveau de celle d'un gisement naturel d'uranium.

Alors qu'au début des années 1980, l'irréversibilité représentait le choix de la plupart des pays, les doutes se multiplient aujourd'hui sur l'opportunité de compliquer la reprise des colis et sur l'acceptabilité d'une telle approche par la société. La réversibilité qui permet de conserver une marge de manœuvre évidente apparaît finalement comme une ligne d'action prioritaire.

Au demeurant, la réflexion sur les solutions techniques pour le stockage géologique montre qu'il y a sans doute place pour des solutions qui combinent les avantages des deux approches et permettent la résolution dans le temps de ce choix.

5.3. En pratique, les avantages respectifs des deux approches semblent pouvoir être combinés

Si, d'une part, l'on examine les solutions techniques envisagées pour le stockage géologique et si, d'autre part, le facteur temps régissant

⁵¹ Rapport au Premier ministre, Mission de médiation sur l'implantation de laboratoires souterrains, par M. Christian BATAILLE, Député du Nord, Documentation française.

l'exploitation concrète de ce dernier est pris en compte, le choix irréversibilité-réversibilité semble pouvoir être simplifié.

Au plan technique, il semble que la conception d'un stockage puisse assurer la réversibilité tout en l'assortissant d'une sûreté presque comparable à celle de l'irréversibilité.

Une architecture de stockage assurant la réversibilité a ainsi été développée sur la base de concepts modulaires assurant une gestion souple et une évolution de la conception au cours du temps.

Le site profond est organisé, d'une part, en un réseau de tunnels d'accès disposés en quadrillage, et, d'autre part, de chambres de stockage disposées transversalement par rapport aux tunnels extérieurs.

Les colis primaires (conteneurs de déchets de moyenne activité à vie longue et leur enveloppe) sont disposés par quatre dans des conteneurs béton parallélépipédiques. Les conteneurs de déchets de haute activité HA-VL sont pour leur part placés dans des conteneurs cylindriques. Grâce à des dispositifs de manutention polyvalents, les deux types de colis sont rangés dans des chambres de stockage séparées des tunnels d'accès par un sas de radioprotection.

Ainsi des choix de gestion sont ouverts à chaque étape : maintien en l'état, passage à l'étape suivante (construction, fermeture) ou retour en arrière. Le premier niveau de réversibilité est similaire à un entreposage en profondeur et le dernier niveau est la fermeture qui rapproche le niveau de sûreté de celui de l'irréversibilité⁵².

La réversibilité par étape semble ainsi un concept intéressant, qui ménage des possibilités de choix sur une longue période, renvoyant même les décisions sur plusieurs générations, sans générer pour autant des coûts importants.

S'ajoutant aux possibilités offertes par l'ingénierie, le facteur temps devrait aussi permettre d'assurer au mieux la réversibilité.

Le nucléaire est une activité qui se déploie sur le temps long.

⁵² Philippe STOHR, ANDRA, audition publique du 27 janvier 2005, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale.

Les premiers déchets radioactifs de haute activité ont été produits dans les années 1950. La plus récente des centrales nucléaires d'EDF, Civaux, devrait s'arrêter, avec l'hypothèse d'une durée de vie de 50 ans, vers 2040-2050. Après le retraitement de ses combustibles et un délai de refroidissement des verres d'une durée de 40 ans, le stockage géologique des derniers déchets de haute activité issus de son exploitation devrait intervenir vers 2100.

D'autres réacteurs, dont au moins l'EPR de Flamanville fonctionneront plus tardivement.

La décision ultime de fermeture du site de stockage national reviendra donc de fait aux responsables au cours du XXII^{ème} siècle.

Au final, l'important est donc de sélectionner les options techniques qui optimisent la sûreté tout en laissant les choix ouverts.

Les premières études d'ingénierie réalisées par l'ANDRA indiquent, sous réserve de confirmation, que cette possibilité n'est pas utopique.

6. Pourquoi un deuxième laboratoire en formation géologique profonde n'est pas nécessaire

Dans son article 4, la loi du 30 décembre 1991 dispose que « *le Gouvernement adresse chaque année au Parlement un rapport faisant état de l'avancement des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et des travaux qui sont menés simultanément pour (...) l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains (...)* ».

Si différents arguments sont invoqués pour prescrire, demander ou exiger un deuxième laboratoire souterrain, celui-ci ne semble toutefois pas nécessaire pour un ensemble de raisons.

En premier lieu, étant donné que l'article 4 mentionne l'expression « *laboratoires souterrains* » au pluriel, le respect de la loi exigerait au moins un deuxième laboratoire. En réalité, une lecture attentive de l'article 4 contredit cette assertion.

Ce que demande la loi, c'est en effet « *l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes* ». Une interprétation stricte de la loi imposerait l'étude de toutes les formations géologiques, ce qui serait totalement impossible à réaliser car irréaliste, compte tenu du nombre presque infini de configurations du sous-sol national. De même, l'article 4 se poursuivant en précisant « *notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains* », une interprétation stricte de la loi imposerait également que pour chacune des innombrables configurations géologiques possibles, plusieurs laboratoires soient construits, ce qui serait également totalement irréaliste.

Une interprétation souple de la loi s'impose donc à l'évidence pour différentes notions, en particulier pour l'usage de l'article défini « *les* » dans l'expression « *les formations géologiques profondes* », pour l'adverbe « *notamment* » et l'usage du pluriel pour la réalisation « *de laboratoires souterrains* ».

En fait, la volonté du Parlement exprimée notamment par les Rapporteurs du projet de loi, M. Christian BATAILLE à l'Assemblée nationale et M. Henri REVOL au Sénat, était que la recherche ne se focalise pas sur la séparation-transmutation et sur le conditionnement entreposage de longue durée, mais que des études rigoureuses portent sur le stockage géologique réversible ou irréversible, avec tous les moyens possibles, y compris les expériences in situ. En réalité, la loi ne prescrit ni l'étude de plusieurs milieux géologiques ni la réalisation de plusieurs laboratoires pour chacun d'entre eux.

Un autre type d'argument avancé en faveur d'un deuxième laboratoire souterrain, est constitué par le rappel des conclusions de décembre 1993 de la mission de médiation sur l'implantation de laboratoires de recherche souterrains⁵³. Quatre départements avaient en effet été proposés : le Gard (argile); la Haute-Marne (argile), la Meuse (argile), la Vienne (granite). Trois des quatre propositions portant sur l'argile, la multiplicité proposée avait pour objectif de diversifier les risques d'échec au terme des études.

La situation est désormais tout autre puisque, sans que les études ne soient achevées ni une décision prise sur la faisabilité d'un stockage, aucune constatation négative n'a été faite quant à l'aptitude au

⁵³ Mission de médiation, M. Christian BATAILLE, Député du Nord, op.cit.

confinement de la couche d'argile de Meuse/Haute-Marne et que les perspectives scientifiques sont bonnes.

Par ailleurs, la nécessité d'étudier plusieurs milieux géologiques est un élément supplémentaire invoqué pour un deuxième laboratoire souterrain.

Il faut toutefois remarquer à cet égard que les voix qui ont disqualifié les propriétés du granite et poussé à l'abandon du projet de construction d'un laboratoire souterrain dans le granite de la Vienne, sont les mêmes qui aujourd'hui réclament l'ouverture d'un second laboratoire.

Particulièrement éclairant, le cas de la Suisse fournit les conclusions d'une comparaison de l'argile et du granite. La Suisse est en effet le seul pays à avoir construit deux laboratoires souterrains, l'un dans le granite (Grimsel) et l'autre dans l'argile (Mont Terri). Or la Suisse a récemment choisi de privilégier l'argile.

La politique helvétique pour le stockage des déchets radioactifs de haute activité, comprend deux volets, d'une part la conduite de recherches génériques sur l'argile au Mont Terri et la granite à Grimsel, et, d'autre part, la recherche d'un site adéquat sur le plan technique et bénéficiant d'une bonne acceptation locale.

Le laboratoire du Mont Terri dans le Jura suisse est un centre d'études du comportement de l'argile, d'une grande importance scientifique et technique, au premier chef pour la Suisse et ensuite pour les membres du consortium international qui coopèrent sur différents projets. Il s'agit d'une base de travail qui, constituée par un ensemble de galeries creusées à partir d'un tunnel autoroutier, n'a pas vocation à devenir un site de stockage. Les études conduites au Mont Terri sur l'argile à Opalinus portent en particulier sur le comportement hydraulique, mécanique ou thermique de cette dernière, ainsi que sur la mise au point de modèles numériques des processus clé pour la sûreté.

Situé au centre de l'édifice alpin suisse et au sud de Lucerne, le laboratoire de Grimsel dédié à l'étude du granite se trouve dans une galerie de 1 km en parallèle au tunnel d'accès d'une usine hydroélectrique souterraine. Les travaux conduits dans le laboratoire de Grimsel au début des années 1980 avaient pour but de préparer l'exploration et la caractérisation des roches cristallines du nord nord-est

de la Suisse, l'utilisation d'une galerie étant apparue moins difficile et coûteuse que la réalisation de nombreux forages.

Après avoir été étudiées pendant neuf ans par les pouvoirs publics, les conclusions des études sur l'adéquation des milieux cristallins au stockage des déchets radioactifs, remises au Conseil fédéral en 1994, n'ont pas conduit celui-ci à retenir les milieux cristallins comme prioritaires, en raison de la présence de failles et de fissures qui permettent la circulation d'eaux souterraines.

En conséquence, NAGRA, la coopérative nationale pour le stockage des déchets radioactifs a entrepris des recherches sur l'adéquation éventuelle d'une zone, de 50 km², dont le sous-sol contient une couche d'argile à Opalinus, située dans le Weinland, région située au nord d'une ligne Bâle-Zurich. Sur le plan scientifique, la démonstration de la faisabilité du stockage dans l'argile a reposé d'abord sur les travaux de recherche effectués au Mont Terri, ensuite sur la réalisation de forages à Benken, et enfin sur la sismique 3D du Weinland. Fin 2002, NAGRA a apporté la démonstration de la faisabilité du stockage dans la zone du Weinland zurichois.

En septembre 2004, le conseiller fédéral, M. Moritz LEUENBERGER, a estimé que des alternatives au Weinland devraient également être présentées par NAGRA, mais qu'en tout état de cause, la priorité devrait être accordée à la sûreté.

Pour la Confédération helvétique, l'argile est l'option prioritaire pour le stockage géologique des déchets, les roches cristallines ne constituant qu'une option de réserve.

Dès lors, la question est la suivante : la France peut-elle tirer parti de cette expérience ou doit-elle consentir de lourdes dépenses pour aboutir à la conclusion déjà tirée par la Suisse, selon laquelle l'argile présente des propriétés plus intéressantes que le granite ?

Au demeurant, l'ANDRA sera en mesure en 2005 de présenter un dossier d'analyse des avantages et des inconvénients du granite, grâce aux travaux conduits à Grimsel en Suisse ou à Aspö en Suède, ainsi que grâce aux forages de reconnaissance sur différents sites sur le sol national.

En tout état de cause, l'intérêt d'une solution granitique en France est fortement minoré pour une cause générique. Contrairement

aux pays scandinaves ou au Canada, qui disposent d'un bouclier granitique stable, la France a subi les tectoniques alpine et pyrénéenne, génératrices de failles nombreuses dans les massifs granitiques.

Il faut en réalité souligner que les travaux de reconnaissance du sous-sol qui ont conduit à la sélection de la couche d'argile de Bure ont été extrêmement performants puisque les propriétés de celle-ci semblent, pour le moment, d'une très grande qualité comparée à celles de tout autre milieu.

7. Un stockage géologique devrait être opérationnel en France entre 2020 et 2025

Compte tenu de l'inachèvement des recherches, il est difficile de déterminer à quel horizon un stockage géologique pourrait être opérationnel en France. Mais les plannings de réalisation de ce type d'installation dans d'autres pays fournissent toutefois des indications précieuses, tant sur les délais administratifs que sur les durées de construction.

7.1. Les dates d'entrée en service opérationnel s'étagent de 2010 à 2020 selon les pays

Même très particulier, le cas des États-Unis renseigne sur la longueur du processus de décision et de réalisation d'un site de stockage géologique. Le site de Yucca Mountain a été choisi en 1987. La décision du Président des États-Unis et sa ratification par le Congrès datent de 2002. La demande d'autorisation de construction devait être déposée fin 2004 par le DOE auprès de l'autorité de sûreté, la NRC, mais a finalement été repoussée. La date d'ouverture de Yucca Mountain initialement prévue par le DOE devait être 2010 mais la plupart des observateurs ne l'attendent pas avant 2015.

En Suède, le processus de sélection d'un site de stockage est toujours en cours de déroulement. SKB escompte poursuivre ses investigations sur les deux sites sélectionnés d'Östhammar et d'Oskarshamn jusqu'en 2007. À cette date, l'un des deux sites sera retenu. Vers 2007-2008, la demande d'autorisation de construction sera soumise par SKB à l'autorité de sûreté, SKI, qui aura deux années pour donner sa réponse et proposer une décision au Gouvernement. La décision de ce dernier devrait intervenir en 2010. Compte tenu des délais

de construction et d'autorisation finale d'exploiter, la mise en service du centre de stockage est attendue par SKB pour 2015-2020, au plus tôt.

En Finlande, c'est le 16 mai 2001 que le Parlement a adopté le projet de construction d'un site de stockage géologique dans la presqu'île d'Olkiluoto. La construction d'un laboratoire de caractérisation intitulé Onkalo, sur le site même d'Olkiluoto, a commencé en 2004, qui servira à conduire des recherches in situ sur la période 2004-2010. L'autorisation de construction ne pourra intervenir qu'au plus tôt en 2012, après un examen rigoureux du dossier de sûreté détaillé par l'autorité de sûreté finlandaise, STUK. La construction du stockage lui-même est prévue à partir de 2012. L'entrée en service du site est prévue pour 2020.

7.2. Un site de stockage géologique pourrait entrer en service opérationnel en France entre 2020 et 2025

À la lumière des expériences étrangères, on peut observer que les études de caractérisation détaillée et d'ingénierie d'un site de stockage, l'analyse de sûreté et l'examen du dossier de sûreté par l'autorité compétente s'étendent sur une période minimale de 5 années. La période de construction du site proprement dit est d'une durée approximative de 10 ans.

Dans quelle mesure de tels délais sont-ils pertinents pour la France ?

L'expérimentation scientifique pourrait se poursuivre sur une période de 5 ans, pendant laquelle pourraient également s'accomplir la caractérisation complète du site de Bure, les démonstrations technologiques de l'ingénierie et des équipements pour la construction et l'exploitation d'un stockage.

La mise au point de l'avant-projet détaillé et l'établissement du dossier de sûreté du futur site de stockage, la consultation du public et le délai d'examen de la demande sont estimés devoir durer environ 5 ans (total : 10 ans).

Enfin, après 2 ans d'études supplémentaires en vue des appels d'offre et de leur dépouillement (total : 12 ans), la durée de construction proprement dite pourrait être de 5 ans (total : 17 ans), la construction des galeries de stockage pouvant se faire par tranches, une fois creusés les

puits d'accès et le réseau de tunnels centraux, dans le cas d'un stockage modulaire réversible.⁵⁴

L'entrée en service d'un stockage géologique dans la couche de Bure pourrait donc se situer entre 2020 et 2025.

III.- L'AXE 3 : LA FAISABILITE DE L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE, INDISPENSABLE AUJOURD'HUI ET DEMAIN, DOIT ETRE DEMONTREE PAR UNE REALISATION CONCRETE

L'étude du conditionnement et de l'entreposage à long terme constitue le troisième axe des recherches de la loi du 30 décembre 1991.

Les recherches commencées en 1991 ne sont évidemment pas parties de rien. Les exploitants se sont efforcés, depuis le démarrage des applications de l'énergie nucléaire civile, de conditionner les déchets radioactifs de manière à éviter tout transfert dans l'environnement. La qualité et l'épaisseur des métaux et des bétons utilisés pour fabriquer les conteneurs sont choisis pour que leur intégrité soit assurée sur longue période. En définitive, si les techniques de conditionnement dans le verre pour les déchets de haute activité, dans le bitume ou le ciment pour les déchets de moyenne activité sont anciennes, elles ont été perfectionnées grâce aux travaux conduits dans le cadre de la loi de 1991.

Par ailleurs, des installations d'entreposage sont opérationnelles depuis de longues années en France dans chaque centrale nucléaire et dans chaque centre de recherche, ainsi qu'à l'usine de retraitement de La Hague. Il s'agit par exemple de piscines dans les centrales nucléaires pour les combustibles usés ou dans les installations de La Hague, de halls d'entreposage pour les déchets de haute activité vitrifiés à La Hague et à Marcoule ou de cuves d'entreposage pour les déchets non encore conditionnés.

Du fait de leur robustesse de conception et des marges de sécurité adoptées, les installations d'entreposage actuellement en service

⁵⁴ En Suède, le kilométrage de galeries souterraines à - 400 m de profondeur est évalué à 40 km pour stocker les 4500 conteneurs de combustibles usés par ses 11 réacteurs, exploités sur une durée moyenne de 40 ans. Dans le cas de la France, la longueur de galeries de stockage sera très inférieure.

en France peuvent être exploitées en toute sûreté sur une cinquantaine d'années. Le retour d'expérience sur ces installations a servi de base pour élaborer de nouveaux concepts d'entreposage, d'une durée de vie de conception supérieure, destinés à apporter une flexibilité supplémentaire pour la gestion des déchets.

Il reste toutefois à réaliser concrètement une installation d'entreposage de longue durée.

1. Le conditionnement a progressé tant pour les matrices que pour les conteneurs

Grâce aux recherches conduites depuis 1991, des progrès importants ont été faits sur les méthodes de caractérisation des déchets, essentielles pour en optimiser la gestion. De nouvelles matrices de conditionnement apportent des gains en performance. Enfin, une rationalisation des conteneurs et de nouvelles solutions pratiques sont en cours de mise au point.

1.1. La caractérisation fine des déchets permet l'optimisation de leur gestion

Une connaissance précise du contenu des colis de déchets radioactifs est indispensable pour choisir la solution de gestion la plus adaptée. Ceci est particulièrement important dans une situation de reprise de déchets anciens, pour conditionnement ou reconditionnement. À titre d'exemple, COGEMA prévoit, pour son établissement de La Hague, de reprendre à partir de 2005 les boues entreposées à STE2 et les déchets entreposés dans les silos HAO, 115 et 130, ainsi que les divers déchets (résines, graphite pulvérulent, solvants) entreposés dans les cuves de décantation de l'usine UP2-400⁵⁵.

Les deux catégories de méthodes sont d'une part les méthodes dites « *intrusives* » où, à la suite d'un prélèvement, une batterie d'analyses physico-chimiques est réalisée, et, d'autre part les méthodes non destructives, fondées sur l'imagerie. La sensibilité des méthodes intrusives a été beaucoup améliorée. Par ailleurs, les nouveaux couplages de méthodes d'imagerie - radiographie, mesures neutroniques et gamma

⁵⁵ Inventaire national des déchets radioactifs et des matières valorisables, ANDRA, 2004.

- réduisent les incertitudes sur le contenu physique des colis, la quantification et la localisation des radionucléides.

Ces nouvelles méthodes de caractérisation ont pour objectif d'optimiser la gestion des déchets.

1.2. Des nouveaux conditionnements permettent de réduire les volumes, d'accroître la durabilité des colis et de rendre possible la séparation poussée

Par ailleurs, plusieurs résultats significatifs marquent l'évolution des techniques de conditionnement des déchets de moyenne ou faible activité générés par le traitement du combustible usé à l'usine de La Hague.

Entre la conception et l'année 2000, le volume total de déchets FMA-VC, MA-VL et HA-VL a été divisé par un facteur 10. Si le volume des déchets de haute activité HA-VL vitrifiés a faiblement diminué, en revanche une forte réduction a été enregistrée pour les déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL) et les déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC).

Cette réduction de volume provient d'abord d'une réduction de volume des déchets des opérations de dissolution et de séparation ainsi que du développement de la voie sèche et de l'optimisation des procédés en voie humide. Ensuite, la vitrification des effluents a remplacé le bitumage. Enfin, l'abandon des techniques d'enrobage dans du bitume ou du béton armé au profit de techniques de compactage des coques et embouts et des déchets technologiques a apporté une troisième impulsion⁵⁶.

En plaçant les coques et embouts compactés dans des conteneurs standardisés CDS-C, faits du même inox que les conteneurs de verres

⁵⁶ En 1980, à la conception des procédés de conditionnement mis en œuvre à l'usine UP3, le total des volumes atteignait 3 m³ /tUranium retraité, dont environ 20 % pour les déchets enrobés dans le bitume, 55 % pour les déchets technologiques noyés dans des blocs de béton, 20 % pour les ciments contenant les coques et embouts et 5 % pour les verres contenant les produits de fission et les actinides mineurs. En 1995, le volume total n'est plus que d'environ 0,9 m³ / tU, l'enrobage dans le bitume ayant été abandonné et le volume des blocs de béton recelant les déchets technologiques étant réduit d'un facteur 10. Sur la période 1996-2000, la technique de compactage des déchets technologiques et des coques et embouts permet d'atteindre un volume total de déchets FA/MA de 0,7 m³ / tU.

CDS-V, en lieu et place du béton, un progrès est obtenu en terme de durabilité du colis. La standardisation des dimensions apporte également des gains considérables en termes de facilités de gestion et d'économies.

Autre apport important des recherches du CEA et du CNRS, des matrices de conditionnement nouvelles sont en cours de développement pour chacun des actinides mineurs (américium, neptunium et curium) et pour les produits de fission à vie longue (iode, césium). L'objectif est de rendre possible le conditionnement des produits de la séparation poussée.

1.3. De nouveaux conteneurs standardisés offrent de nouvelles solutions d'entreposage ou de stockage

Les lignes directrices des travaux conduits depuis 1991 dans le domaine des conteneurs sont, d'une part, la standardisation, et, d'autre part, de nouvelles solutions techniques.

S'agissant de la standardisation, l'ANDRA et le CEA ont mis au point un conteneur en béton renforcé de forme parallélépipédique à quatre alvéoles, pouvant accueillir tous les colis primaires existants de déchets de moyenne activité à vie longue⁵⁷. Ces colis, manipulables facilement par leur socle, à l'instar de palettes, pourront indifféremment être entreposés ou stockés.

Par ailleurs, des surconteneurs en fonte devraient permettre de recevoir 6 colis de déchets de haute activité vitrifiés, avec une bonne étanchéité de l'ensemble assurée par un couvercle en acier soudé par faisceau d'électrons.

L'option française pour la mise en conteneur des déchets de haute activité à vie longue HA-VL, doit toutefois encore être comparée avec les orientations de la Belgique (superconteneur en béton enveloppé d'acier au carbone) ou avec les choix de la Suède et de la Finlande (superconteneur en fonte et cuivre pour les combustibles usés).

Une nouvelle solution d'entreposage pour les combustibles usés est également en cours de mise au point.

En France, l'entreposage des combustibles usés est lié au retraitement et s'effectue en piscine, dans les centrales nucléaires ou à La

⁵⁷ Conteneurs de déchets standardisés pour coques et embouts CDS-C, conteneurs CBFC2, fûts de boues bitumées ST3, surfûts EIP.

Hague, pour une durée de 4 à 6 ans qui permet leur décroissance radioactive et thermique. L'objectif est la mise au point de solution d'entreposage à sec, qui ajoute de la flexibilité à la gestion du retraitement et résolve le problème des combustibles MOX dont le retraitement ne peut être envisagé avant plusieurs décennies.

On notera que la Suède, qui ne recourt pas au retraitement, entrepose ses combustibles usés dans les piscines en sub-surface du CLAB à Oskarshamn pour une durée d'environ 30 ans.

Un démonstrateur technologique de conteneur de stockage à sec a été réalisé, sous la forme d'un cylindre métallique en fonte à quatre compartiments.

Des tests doivent encore être réalisés sur la durabilité des matériaux.

2. Les avancées conceptuelles sur l'entreposage à long terme devraient permettre un saut qualitatif, sous réserve de réalisations concrètes

Les exploitants nucléaires estiment que la durée de vie des entreposages industriels existants, qui ont généré un retour d'expérience important, pourrait être facilement portée à 100 ans, sous réserve de démonstrations de sûreté.

Il n'en demeure pas moins que l'entreposage à long terme, dont l'étude est voulue par la loi du 30 décembre 1991, requiert des sauts conceptuels et technologiques pour être porté à 100-300 ans.

2.1. L'expérience acquise pour l'entreposage est importante

La filière nucléaire a déjà accumulé une importante expérience sur l'entreposage des déchets radioactifs de haute activité à vie longue⁵⁸.

⁵⁸ Pour mémoire, les stocks de combustibles usés entreposés sous eau pour décroissance dans les piscines des centrales ou de l'usine de La Hague représentaient au 31 décembre 2002 : 10 350 tonnes de combustible de type standard UOX en attente de traitement ; 670 tonnes de combustibles de type particulier (Uranium de traitement enrichi et MOX) dont le traitement n'est pas engagé ; 115 tonnes de combustibles du surgénérateur Superphénix, dont 60 tonnes correspondent à des combustibles neufs non chargés du fait de l'arrêt de cette installation en 1997 ; 49 tonnes de combustibles de l'ancien réacteur

Les colis de déchets vitrifiés CDS-V issus du traitement des combustibles usés sont entreposés dans l'installation E-EVT7 de l'usine de La Hague⁵⁹. Fin 2002, on y comptait près de 7000 colis, représentant un volume d'environ 1000 m³, installés dans des puits ventilés à double enveloppe permettant leur refroidissement.

De la même façon, le centre de Marcoule dispose d'un entrepôt de colis de déchets vitrifiés, qui comprend près de 3000 colis représentant un volume de 550 m³, placés dans des puits ventilés permettant leur refroidissement. L'entreposage intermédiaire polyvalent (EIP) de Marcoule représente également un exemple intéressant pour les déchets de moyenne activité à vie longue issus de l'assainissement du site de Marcoule.

Enfin l'installation CASCAD de Cadarache entrepose à sec, dans des puits ventilés par convection naturelle, des combustibles usés provenant de la centrale de Brennilis ou des réacteurs de propulsion navale. La durée de vie de conception de cette installation d'entreposage est de 50 années mais semble pouvoir être largement supérieure.

S'agissant de déchets de moyenne activité à vie longue, les coques et embouts provenant du cisailage des gaines de combustible et conditionnés dans des colis CSD-C sont placés dans l'installation de La Hague, intitulée Entreposage de colis compactés (ECC). Le hall d'entreposage STE3 de la même usine accueille pour sa part les colis d'enrobés bitumineux produits à partir d'effluents traités dans l'atelier du même nom. On prévoit aussi d'entreposer dans l'atelier EDT les déchets pulvérulents en conteneurs béton fibre.

Les techniques d'entreposage à sec sont donc largement éprouvées dans notre pays. Pour concevoir des installations pérennes sur la longue durée, la question est de savoir si l'on peut extrapoler ces techniques bien maîtrisées ou au contraire s'il est nécessaire de partir d'une feuille blanche.

EL4 de Brennilis. *In Inventaire national des déchets radioactifs et des matières valorisables, ANDRA, 2004.*

⁵⁹ Une extension de l'atelier E/EVT7 est possible à proximité grâce aux réservations de terrain effectuées à cet effet.

2.2. L'objectif encore éloigné est de disposer d'entrepôts d'une durée de vie de 100-300 ans

Une durée de vie de 100-300 ans pour un entrepôt suppose la pérennité d'abord des colis primaires de déchets, ensuite des conteneurs et enfin des installations elles-mêmes.

Différents problèmes sont à résoudre dans la durée. La conception d'ensemble de l'installation doit viser la robustesse et la passivité. La durabilité des bétons au-delà d'une centaine d'années est pour le moment une question sans réponse. La corrosion des métaux est pour sa part un paramètre mieux maîtrisé. La chaleur dégagée par les colis peut être gérée en mettant en œuvre une convection naturelle ou forcée mais la gestion d'éventuels dégagements gazeux est une question plus délicate. Enfin, l'installation doit d'une part garantir le confinement des déchets en toutes circonstances par des dispositifs mécaniques et chimiques appropriés et, d'autre part, offrir une résistance intrinsèque aux agressions externes.

Le CEA a détaillé un concept d'entrepôt en sub-surface de déchets de haute activité qui semble répondre à toutes les conditions posées. Creusé à flanc de colline, ce concept est composé de modules d'entrepôt regroupant 6 galeries dans le sol desquelles sont forés 120 puits de 17 m de profondeur. La ventilation est assurée par une circulation naturelle d'air entre les tunnels de ventilation inférieure amenant l'air frais en pied de puits et les tunnels de ventilation supérieure débouchant sur des cheminées placées au sommet de la colline. Une galerie de démonstration d'un site de ce type a été réalisée à Marcoule, à l'intention du public.

Si l'on dispose d'un concept qui semble robuste, il reste, ainsi que l'indique la Commission nationale d'évaluation, que pour aller plus loin dans sa mise au point, il est nécessaire de traiter un cas pratique correspondant à un site particulier.

Au final, les acquis des recherches sur le conditionnement et l'entrepôt à long terme sont incontestables. Leur transcription dans la réalité en dispositifs opérationnels sera possible dès lors que des efforts supplémentaires seront consentis.

IV.- LA COMPLEMENTARITE DES TROIS AXES : LES RECHERCHES OUVRENT DES OPTIONS COMPLEMENTAIRES APRES 2020-2025

Lorsqu'il s'est agi, en 1990, de classer les grands domaines de la recherche à effectuer pour la gestion des déchets radioactifs, une distinction s'est imposée, d'une part entre la séparation et la transmutation et, d'autre part, entre l'entreposage et le stockage des déchets issus du retraitement, sans opération supplémentaire sur leur structure ou leur composition.

Assez rapidement, est apparue toutefois la nécessité de différencier d'une part l'entreposage de longue durée, qui est une solution d'attente, du stockage géologique, d'autre part, qui, lui, est une solution définitive. Il est apparu également indispensable d'accorder une attention particulière au conditionnement qui est d'une très grande importance pour la sûreté. Quant à la séparation et à la transmutation, il s'agit sans doute de l'horizon indépassable de la gestion des déchets, en ce qu'elle doit raccourcir la contrainte de gestion de quelques centaines de milliers d'années à quelques centaines seulement.

Quelles sont après 14 années de recherche les interactions entre les trois axes de la loi du 30 décembre 1991 ? Peut-on envisager d'abandonner les recherches sur l'un ou plusieurs des axes ou au contraire les solutions correspondant à ces trois domaines demeurent-elles toutes indispensables ?

1. Il existe une solution de fait qui est l'entreposage industriel

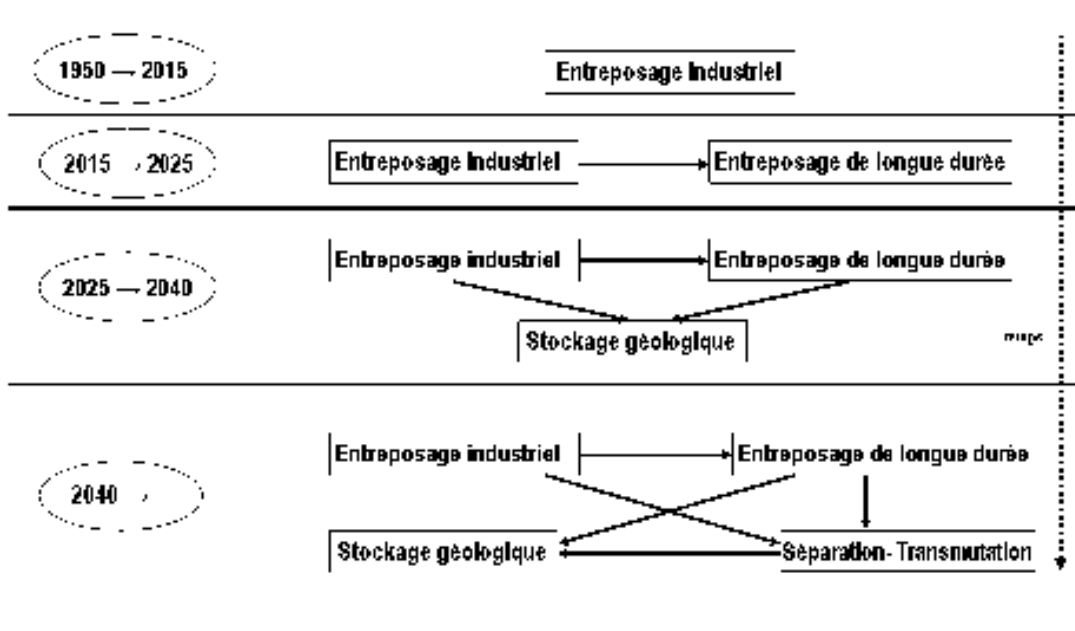
Depuis les origines du nucléaire et du retraitement, les combustibles usés sont entreposés dans l'attente du retraitement et les déchets radioactifs de haute activité sont conditionnés à très long terme dans des verres et sont entreposés dans l'attente d'une solution définitive.

Lors de l'élaboration du projet de loi relatif aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, la transmutation était démontrée sur un plan théorique mais pas en pratique et le stockage géologique n'était qu'une option générale sans études concrètes détaillées.

Une année avant la fin de la période de quinze ans dévolue à la recherche par la loi du 30 décembre 1991, la faisabilité de ces options de

gestion est très probable et leurs calendriers d'entrée en service opérationnel respectifs sont désormais connus.

Figure 4 : Les nouvelles options de gestion des déchets radioactifs et leur calendrier d'entrée en service



La loi du 30 décembre 1991 apporte ainsi des réponses claires pour la disponibilité des différentes méthodes de gestion.

Comme on l'a vu plus haut, un éventuel stockage géologique en France ne pourra entrer en service que vers 2020. D'ici là, la seule possibilité de gestion est l'entreposage. À partir de 2020, le choix sera entre l'entreposage et le stockage. Enfin à partir de 2040, les trois options seront ouvertes.

2. Le conditionnement et l'entreposage de longue durée sont les pivots de la gestion des déchets radioactifs mais ne peuvent suffire

Le conditionnement et l'entreposage de longue durée ne représentent certes pas un axe de recherche mineur.

Bien au contraire, les progrès dans ce domaine serviront à conforter les techniques de conditionnement déjà utilisées et à franchir un cap décisif en terme de durabilité pour les installations d'entreposage. Rappelons à cet égard que le niveau de sûreté des installations

d'entreposage industriel actuellement en service est de haut niveau et que le principal enjeu de la longue durée est l'augmentation de la longévité des installations.

Au-delà de la sûreté, le conditionnement et l'entreposage à long terme sont indispensables, pour optimiser, à terme, le système de gestion des déchets radioactifs, en lui donnant de la flexibilité.

En particulier, l'existence d'installations d'entreposage de longue durée est une nécessité pour les combustibles spéciaux non retraités, les combustibles irradiés non retraités dans l'immédiat et les combustibles MOX usés dont le retraitement ne peut intervenir qu'après une longue période d'attente, supérieure à la durée de vie des entreposages industriels.

2.1. Les recherches sur le conditionnement et l'entreposage à long terme perfectionnent la sûreté des moyens actuels

Le conditionnement oppose à lui seul, trois barrières de confinement à une éventuelle migration des radioéléments dans l'environnement – la matrice, la gaine de combustible ou le conteneur et enfin le surconteneur -. Le conditionnement est donc un paramètre essentiel de la sûreté.

De même les progrès qui pourraient résulter des recherches sur l'entreposage, pourront être intégrés dans les réalisations prévues à moyen terme.

2.2. L'entreposage de longue durée participe à l'optimisation de la gestion

L'entreposage de longue durée offre une flexibilité pour optimiser, à l'avenir, la mise en œuvre de la séparation poussée, de la transmutation et du stockage définitif de déchets transmutés.

L'entreposage de longue durée permettra une flexibilité dans la gestion des déchets radioactifs, notamment en ouvrant la voie à un retraitement différé des combustibles usés, ou bien en rendant possible des périodes d'attente, par exemple pour refroidissement des colis de déchets vitrifiés, avant la mise en stockage définitif.

Pour autant, l'entreposage de longue durée ne représente qu'une solution de gestion transitoire.

3. Le stockage géologique, indispensable aujourd'hui et demain, doit être réversible pour laisser ouvert le champ du progrès technique

3.1. L'entreposage ne peut être qu'une étape dans la gestion des déchets radioactifs

L'AIEA et de nombreux pays sont d'accord pour estimer qu'une solution définitive est indispensable pour les déchets de haute activité et à vie longue ainsi que pour les combustibles usés, quels qu'ils soient, classiques ou à base de MOX.

De quelque point de vue que l'on se place, l'entreposage de longue durée n'est pas une solution satisfaisante, si l'on considère comme essentielle la responsabilité des bénéficiaires du nucléaire vis-à-vis des générations futures :

L'expérience de l'entreposage industriel, acquise à La Hague et à Cadarache pour les déchets de haute activité ou pour les combustibles irradiés à retraitement différé, démontre qu'il est possible d'atteindre un niveau de sûreté satisfaisant. Mais l'entreposage même de longue durée suppose la maintenance, la surveillance et la reconstruction, à intervalles plus ou moins rapprochés, des installations, sans parler de l'éventuelle obligation de reconditionner les déchets.

L'entreposage n'est pas non plus la solution optimale en matière de sûreté radiologique, sans parler de la sécurité, qui ne peut être assurée au même niveau qu'en couche géologique

Ces charges opérationnelles pour un niveau de sûreté moindre ne peuvent être transmises aux générations futures

Il est donc nécessaire de perfectionner les techniques de conditionnement et d'entreposage de longue durée. Mais il est également indispensable d'avancer vers la mise en place de solutions définitives.

3.2. Le stockage géologique doit, dans tous les cas, permettre une reprise aisée des déchets

Entreposage par définition réversible, stockage par option réversible - la réversibilité est, sur le plan technique, d'abord une assurance contre une dégradation éventuelle des colis.

C'est ensuite une solution de bon sens car des solutions d'ingénierie peuvent apporter des solutions de réversibilité qui peuvent rivaliser, au moins dans une certaine mesure, avec l'irréversibilité en termes de sûreté.

C'est enfin l'expression d'une confiance dans l'avenir et dans le progrès technique qui pourra le moment venu apporter sans doute une solution d'effacement plus ou complet de la radiotoxicité des déchets.

4. La transmutation est un objectif à long terme qui ne supprimera pas la nécessité du stockage mais en réduira les contraintes

4.1. La transmutation changera les données du stockage en réduisant les capacités d'accueil nécessaires

La France a fait le choix du retraitement, en premier lieu, pour tirer parti du contenu énergétique des matières revalorisables que sont le plutonium formé et l'uranium non brûlé dans le combustible usé. En mettant en œuvre cette technique, la France a permis de réduire d'un facteur 5 des volumes de déchets de haute activité.

Si la France n'avait pas fait ce choix, confirmé depuis l'origine quelles que soient les majorités politiques, dans quels termes se serait posé le problème du stockage direct des combustibles usés ?

Le cas des États-Unis éclaire cette question. Le projet de stockage réversible de Yucca Mountain a rencontré des difficultés considérables. Après que le site a été choisi en 1987, il a fallu attendre 2002 pour une décision positive du Congrès. Quant à la mise en service, prévue pour 2010, elle ne semble pas vraisemblable avant 2015, soit 30 ans après la première décision. Par ailleurs, le total des dépenses engagées pour la sélection du site et la mise au point du seul projet s'élevaient fin 2004 à 6 milliards US dollars.

Peut-on considérer que Yucca Mountain⁶⁰ apportera lors de sa mise en service une solution définitive au problème de stockage des combustibles usés américains ?

Dans l'état actuel de la législation, la capacité de Yucca Mountain pour les combustibles usés des centrales nucléaires est de 63 000 tonnes⁶¹. Or à la fin 1998, le total des combustibles usés entreposés dans les piscines des centrales s'élevait à 40 000 tonnes. À la fin de leur durée de vie de 40 années, le montant total atteindra 90 000 tonnes. Comme il est probable que de nombreux réacteurs seront autorisés à fonctionner jusqu'à 60 années, le volume des combustibles déchargés atteindra au final 120 000 tonnes. Si l'électricité nucléaire devait voir sa part de marché augmenter, les États-Unis auraient alors besoin en 2100 de 21 Yucca Mountain.

Interdit pour le moment par la loi aux États-Unis, le traitement des combustibles usés, apporterait une solution en limitant les capacités nécessaires. En effet, la charge thermique des combustibles usés oblige à espacer les emplacements de stockage⁶². Au contraire, si les produits de fission étaient séparés et stockés en surface, le stockage géologique pourrait être réservé aux actinides, dont les volumes seraient bien inférieurs. Avec la transmutation de ces derniers, les besoins de stockage seraient encore réduits.

S'agissant de la situation française, on peut dire que par analogie, la séparation des actinides mineurs et des produits de fission réalisée à l'avenir réduirait encore les besoins en stockage géologique, puisque celui-ci serait réservé aux radioéléments à vie longue. Avec l'étape supplémentaire de la transmutation, les besoins de stockage seraient encore diminués.

4.2. La transmutation, en raison de ses limites, ne supprime pas la nécessité du stockage

Dans l'état actuel des connaissances, il est difficile de déterminer en détail quelles seraient les caractéristiques exactes des déchets ultimes

⁶⁰ Dans sa configuration de 2004, le projet de Yucca Mountain prévoit le creusement de 56 km de galeries de stockage et de 39 km de galeries d'accès, soit un total de 95 km.

⁶¹ 63 000 tonnes métriques de métal lourd (MTHM).

⁶² Pendant les 60 premières années, la charge thermique du combustible usé est due essentiellement aux produits de fission. Après 60 années, le charge thermique provient du plutonium et des actinides mineurs.

de la transmutation. Tout indique cependant que ces déchets nécessiteront un stockage géologique pour en garantir la sûreté.

Selon les calculs effectués sous la direction du Professeur RICHTER, la transmutation des radioéléments à vie longue contenus dans les combustibles usés déchargés des centrales américaines jusqu'en 2100, réduirait le nombre de sites de stockage du type Yucca Mountain de 21 sites à un seul⁶³. Même avec un taux de transmutation des radioéléments à vie longue satisfaisant, le recours à un site de stockage serait nécessaire, les périodes des produits de l'incinération étant encore de quelques centaines d'années.

Selon toute probabilité, le stockage sera indispensable à terme même si la transmutation est opérationnelle au plan industriel, c'est-à-dire vers 2040. Mais il est également indispensable pour les déchets de haute activité déjà produits en 2005. Même si la dissolution des verres est possible techniquement et supportable économiquement, leur reprise ne pourra en effet intervenir qu'après 2040, des délais supplémentaires intervenant pour les opérations de dissolution des verres et pour la fabrication des combustibles de transmutation.

Le stockage géologique réversible apparaît incontournable pour les déchets de haute activité aujourd'hui entreposés à Marcoule et à Cadarache. Il s'imposera aussi pour une partie des déchets de haute activité qui seront générés d'ici à 2040.

Enfin, les aléas technologiques et économiques étant faibles sur le stockage géologique, celui-ci doit être développé en tant que solution de secours si la transmutation ne pouvait passer au stade industriel en raison d'obstacles techniques et économiques majeurs.

⁶³ Professeur Burton RICHTER, Nuclear Energy Research Advisory Committee, DOE, février 2004.

Conclusion

La décision politique bute sur la prise en compte de la longue durée. Pourtant, dans le domaine nucléaire, il faut éviter cette myopie qui ne prend en compte que la contrainte du marché.

Si l'on considère la production électronucléaire, la période qui est en cause, c'est 1950 – 2050, l'intervalle qui sépare la construction de G2, G3 à Marcoule de l'arrêt des dernières centrales actuellement en service.

S'agissant de la radioactivité des déchets de haute activité, l'échelle est de centaines d'années pour les produits de fission et de plusieurs centaines de milliers d'années pour les actinides mineurs.

Il était donc particulièrement nécessaire de prévoir une longue période de recherches, ce qu'avait fait la loi de 1991.

Ces recherches indiquent que les trois axes sont plus complémentaires que concurrents, notamment au vu de leur délai d'entrée en vigueur. Celui-ci va probablement s'étaler dans le temps, avec le stockage qui pourra entrer en service d'ici une à deux décennies et la séparation-transmutation dont le délai de mise au point est plus important.

Les conditions d'un progrès technique permanent relèvent de la recherche sur la gestion des déchets radioactifs. Le financement de la recherche devra être assuré à l'avenir, indépendamment des aléas budgétaires.

Il nous appartient de mettre en place le plus vite possible des solutions opérationnelles correspondant à la sûreté maximale.

Chapitre II - *Les conclusions politiques* : les principes généraux d'une gestion durable des déchets radioactifs peuvent être définis par la loi en 2006

Selon l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, « à l'issue d'une période qui ne pourra excéder quinze ans à compter de la promulgation de la présente loi, le Gouvernement adressera au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches accompagné d'un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage de déchets radioactifs à haute activité et à vie longue (...) ».

Pour rassembler et analyser les résultats des recherches qu'ils ont conduites pendant la période de 15 ans, les acteurs de la loi - CEA, ANDRA, EDF, AREVA - et les organismes de recherche qui ont coopéré avec eux - CNRS, BRGM, UMR, etc.- vont dans le courant de l'année 2005 remettre chacun un rapport de synthèse de leurs travaux, le ministre délégué à la recherche et la Commission nationale d'évaluation procédant eux-mêmes à une analyse et proposant leurs recommandations aux pouvoirs publics.

Bien que la loi de 1991 ne prévoie l'examen d'un projet de loi par le Parlement que dans le cas de la création d'un centre de stockage géologique, vos Rapporteurs estiment qu'en toute hypothèse, il est indispensable que les enseignements soient tirés des recherches réalisées pendant quinze années et qu'une nouvelle loi prolonge l'impulsion donnée aux recherches par la loi de 1991 et permette des avancées concrètes dans la gestion des déchets radioactifs.

On désignera ainsi dans la suite par l'expression « *la loi de 2006* », le futur texte législatif dont le Parlement devrait être saisi par le Gouvernement dans les tout premiers mois de 2006 pour prolonger la dynamique de progrès dans la gestion des déchets radioactifs enclenchée en 1991.

I.- L'INFORMATION ET LE DEBAT : L'INFORMATION SUR LES RESULTATS DES RECHERCHES RELATIVES A LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS DOIT ETRE AMELIOREE A TOUS LES NIVEAUX : LOCAL, NATIONAL ET INTERNATIONAL

Un débat sur toute question scientifique et technique présuppose que des résultats issus d'une démarche de recherche soient disponibles et portés à la connaissance de tous les participants.

Cette remarque a été plusieurs fois faite par les participants internationaux et notamment suédois aux auditions organisées les 20, 27 janvier et le 3 février 2005, organisées par vos Rapporteurs.

La nécessité de la transparence figure d'ailleurs dans la loi du 30 décembre 1991, qui a créé deux instances qui participent à cette mission d'information.

Ainsi que l'indique l'article 14 de la loi du 30 décembre 1991, « *il est créé sur le site de chaque laboratoire souterrain, un comité local d'information et de suivi* ». La loi a également créé une commission nationale d'évaluation (CNE).

Comme cela a été fait sur le plan scientifique et technique, il est temps d'examiner dans quelle mesure ces instances créées par la loi ont atteint leurs objectifs et s'il est nécessaire d'améliorer encore le dispositif.

Enfin, après que de nombreuses instances locales d'information et de concertation ont été créées par la loi et la réglementation, on peut s'interroger sur la pertinence, non pas d'une uniformisation, mais d'une mise en commun accrue de l'expérience institutionnelle acquise.

Il sera également nécessaire d'examiner si des moyens additionnels peuvent être employés à l'avenir pour améliorer les conditions du débat démocratique en améliorant encore l'information sur les recherches relatives à la gestion des déchets radioactifs, en particulier par une participation accrue des acteurs de la loi à cette tâche indispensable.

Il est incontestable que des progrès considérables ont été faits par les acteurs de la loi – producteurs de déchets (EDF, CEA, AREVA),

organismes de recherche (CEA, CNRS, universités), Parlement, pouvoirs publics, collectivités territoriales, parties prenantes - pour mieux connaître leur travail mais des efforts additionnels sont indispensables.

1. Le fonctionnement du CLIS du laboratoire de Meuse / Haute Marne doit être conforme à la mission que la loi lui a donnée

Créé en application de la loi du 30 décembre 1991, le comité local de surveillance et d'information de Bure a pu s'écarter du fonctionnement prévu par la loi pendant plusieurs années mais semble revenu depuis peu à des pratiques plus conformes à sa mission⁶⁴. On doit regretter à cet égard le temps perdu et examiner les améliorations à apporter à cette structure.

Plusieurs écarts par rapport au texte ont été observés dans le fonctionnement du CLIS, dans sa structure et son fonctionnement.

La loi assigne la présidence du CLIS du laboratoire de Meuse / Haute-Marne au préfet de la Meuse. L'efficacité de la présidence du CLIS a été prise en défaut à plusieurs reprises et dans plusieurs domaines.

Si la loi ne prévoit pas, mais n'interdit pas non plus, la création d'une vice-présidence, il semble que l'élection de son premier titulaire ne se soit pas produite dans des conditions satisfaisantes. Par ailleurs, la participation parlementaire n'a pas été gérée de façon à garantir une

⁶⁴ L'article 14 se continue ainsi : « ce comité comprend notamment des représentants de l'Etat, deux députés et deux sénateurs désignés par leur assemblée respective, des élus des collectivités territoriales consultés à l'occasion de l'enquête publique, des membres des associations de protection de l'environnement, des syndicats agricoles, des représentants des organisations professionnelles et des représentants des personnels liés au site ainsi que le titulaire de l'autorisation.

Ce comité est composé pour moitié au moins d'élus des collectivités territoriales consultés à l'occasion de l'enquête publique. Il est présidé par le préfet du département où est implanté le laboratoire.

Le comité se réunit au moins deux fois par an. Il est informé des objectifs du programme, de la nature et des résultats obtenus. Il peut saisir la commission nationale d'évaluation visée à l'article 4.

Le comité est consulté sur toutes questions relatives au fonctionnement du laboratoire ayant des incidences sur l'environnement et le voisinage. Il peut faire procéder à des auditions ou des contre-expertises par des laboratoires agréés.

Les frais d'établissement et le fonctionnement du comité local d'information et de suivi sont pris en charge par le groupement prévu à l'article 12.

présence effective, certains parlementaires ayant même renoncé à participer.

D'autre part, certaines réunions ont été marquées par des incidents de séance, dénotant une organisation quelquefois défailante, et par des modifications intempestives de l'ordre du jour, qui ont suscité la réprobation de nombreux orateurs invités à s'exprimer devant l'assemblée. Le mauvais climat des réunions a, au final, dissuadé de nombreux membres du CLIS d'y participer, laissant le champ libre aux seuls opposants au laboratoire.

Au total, pendant une période trop longue, le CLIS a été transformé en instance d'expression unique des opposants au laboratoire, au lieu de jouer son rôle d'information et de débat. Lors de leur rencontre avec les membres du bureau du CLIS, le vendredi 3 décembre à Bar-le-Duc, vos Rapporteurs ont constaté un manque d'information inquiétant sur les axes 1 et 3 des recherches de la loi de 1991.

Aujourd'hui, un vice-président plus représentatif de la population et des élus a été désigné. Le président du CLIS de son côté a été alerté sur l'importance de son rôle pour le bon fonctionnement de cette instance. Mais un temps précieux a été perdu pour un examen sérieux et, surtout, serein, des questions posées par la construction et l'exploitation du laboratoire.

Enfin, les conditions dans lesquelles un rapport de contre-expertise a été commandé à une instance extérieure soulèvent plusieurs interrogations, sur le montant du contrat et la méthode d'appel à candidature qui n'a pas été très performante puisqu'une seule semble avoir été enregistrée, celle de l'IEER. Bénéficiaire d'un marché d'un montant très élevé⁶⁵, l'IEER (Institute for Energy and Environmental Research), organe nord-américain, a certes une raison sociale large mais en réalité une spécialisation sur la prolifération et le plutonium qui ne recoupe que d'assez loin les questions de sûreté d'un laboratoire souterrain⁶⁶. On peut donc s'étonner de son choix, alors que les

⁶⁵ 180 000 €.

⁶⁶ Le site web de l'IEER indique : « *l'Institut de recherche sur l'énergie et l'environnement a été créé en 1987. Notre travail s'est focalisé sur deux domaines : le trou d'ozone et les problèmes climatiques liés à l'énergie ; les aspects environnementaux et les questions de sécurité liées à la production d'armes nucléaires et aux technologies nucléaires. A cet effet, l'IEER a - évalué les rejets dans l'environnement des usines de production d'armes nucléaires et l'impact sur la santé et l'environnement des armes*

spécialistes en géologie et en sûreté ne manquent pas en Europe et aux États-Unis. Par ailleurs, contrairement à d'autres évaluations externes des travaux de l'ANDRA, le rapport de l'IEER n'a pas été soumis au standard international de revue par des pairs (« *Peer Review* »). En veillant à travers ses rapports à un financement suffisant, le Parlement n'a pas pour autant souhaité une utilisation laxiste des fonds publics.

D'une manière générale, il appartient aux pouvoirs publics de veiller à ce qu'à l'avenir, la mission impartie au CLIS soit scrupuleusement respectée.

Le projet de loi sur la transparence et la sécurité en matière nucléaire⁶⁷, déposé sur le Bureau du Sénat, donne, dans son article 6, un statut législatif aux commissions locales d'information (CLI). Selon le texte du Gouvernement, « *auprès de tout site d'exploitation d'une ou plusieurs installations nucléaires de base, et instituée une commission locale d'information, chargée d'une mission générale d'information et d'évaluation concernant la sûreté nucléaire et la radioprotection relative à cette installation* ».

N'étant pas une installation nucléaire de base, le laboratoire de Meuse / Haute Marne n'est pas concerné par cette disposition. En tout état de cause, il convient de ne pas modifier la spécificité du CLIS, dans une période où il est plus nécessaire d'en assurer le bon fonctionnement que d'en bouleverser la structure.

2. La Commission nationale d'évaluation, qui présente un bilan largement positif, doit être prorogée

L'article 4 de la loi du 30 décembre 1991 a institué une commission nationale d'évaluation (CNE) chargée d'établir chaque année un rapport que le Gouvernement adresse au Parlement faisant état de l'avancement des recherches conduites en France sur la gestion des déchets HA-VL ainsi que des recherches et réalisations effectuées à l'étranger.

nucléaires et des essais correspondants ; - fourni un support technique aux groupes de militants de base concernés par la production d'armes nucléaires ; - conduit de nombreux séminaires techniques de formation d'activistes de base aux problèmes liés aux armes nucléaires ; - lancé des initiatives de sensibilisation et de formation sur l'élimination du plutonium ».

⁶⁷ Projet de loi n° 326 (2001-2002) relatif à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, enregistré à la Présidence du Sénat le 18 juin 2002.

La commission nationale d'évaluation est composée de six personnalités qualifiées, dont au moins deux experts internationaux, désignées à parité par l'Assemblée nationale et par le Sénat, sur proposition de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, de deux personnalités qualifiées désignées par le Gouvernement, sur proposition du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires et de quatre experts scientifiques désignés par le Gouvernement, sur proposition de l'Académie des sciences.

Mise en place en avril 1994, la CNE a publié son premier rapport en juin 1995 et son 10^{ème} rapport en juin 2004. Son rapport global d'évaluation est attendu pour 2005, et accompagnera, selon les termes de la loi, un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

Chargée essentiellement de faire, chaque année, un bilan des recherches, à destination du Gouvernement et du Parlement, la CNE s'est brillamment acquittée de son rôle et lui a ajouté une dimension d'aiguillon des acteurs de la loi et d'inspiration pour les orientations de la recherche, étant donné les éminentes qualifications de ses membres.

Une telle évolution était dans l'ordre des choses et se retrouve d'ailleurs aux États-Unis, dans le fonctionnement de l'organe analogue qu'est le US Nuclear Waste Technical Review Board (NWTRB).

L'existence de la CNE se rattache à la période de quinze années dévolue à la recherche par la loi de 1991. Il convient d'en proroger l'existence au-delà de 2006.

3. L'information délivrée par les acteurs de la loi doit encore être améliorée

Plusieurs acteurs des recherches relatives à la loi du 30 décembre 1991 ont accru significativement leur effort d'information au cours des années récentes.

Synthèse des travaux du comité de suivi des recherches sur l'aval du cycle (COSRAC), le document « *stratégie et programmes des recherches* » au titre de la loi du 30 décembre 1991 est préparé par le ministère délégué à la recherche. Ce document annuel, élaboré en concertation avec les acteurs de la loi, constitue une information

technique, dont on peut regretter qu'il n'en soit pas extrait des présentations pédagogiques. La même remarque vaut d'ailleurs pour les rapports de la commission nationale d'évaluation (CNE).

Acteur principal des axes 1 et 3, le CEA ne s'est lancé que récemment dans une politique d'information du public d'une ampleur notable. Depuis 2002, ont été publiés un numéro spécial de sa revue Clefs sur les déchets radioactifs et des pages bien informées sur son site web. En avril 2005, par ailleurs, doit s'ouvrir à Marcoule le centre Visiatome, destiné à l'information du public⁶⁸.

L'ANDRA pour sa part a apporté une contribution remarquable à la transparence de l'information sur les déchets radioactifs, en menant à bien l'inventaire national des déchets radioactifs et des matières revalorisables, publié fin 2004. Par ailleurs, a été mise en place une politique de visite du centre de stockage de la Manche à Beaumont-Hague, du centre de stockage de l'Aube à Soullaines-Dhuys, du centre de stockage des déchets TFA de Morvilliers dans l'Aube ainsi que du laboratoire de recherche souterrain de Meuse / Haute Marne à Bure. Dans chacun de ses sites, ont été mis en place des bâtiments d'accueil du public et des visites guidées.

Une fois le laboratoire souterrain mis en place, l'accueil du public devra être organisé.

À cet égard, le laboratoire souterrain d'Aspö en Suède constitue un modèle d'interaction avec le public. Situé à une profondeur de 460 m, ce laboratoire sert au premier chef à tester l'ensemble des technologies qui seront utilisées pour la construction et l'exploitation du futur stockage géologique dans le granite. Plusieurs milliers de personnes visitent chaque année cette installation⁶⁹.

Par ailleurs, à l'instar de la très large diffusion que le SKB suédois effectue de ses futurs programmes de recherche triennaux, l'ANDRA pourrait élargir encore l'information sur ses besoins et ses résultats de recherche, de manière à sensibiliser encore davantage la communauté scientifique nationale ou internationale et à multiplier les candidatures à ses appels d'offre.

⁶⁸ Le Visiatome de Marcoule est « *un parcours de découverte et d'information sur la radioactivité et son devenir* ».

⁶⁹ Commencée en 1990, la construction du laboratoire d'Aspö s'est achevée en 1995. Un tunnel d'accès formant deux

Pour améliorer encore l'information du public, les technologies numériques apportent des possibilités nouvelles, en temps réel ou à horizon rapproché. À l'instar de ce qui a été réalisé un temps pour les installations de La Hague, la mise en service de webcam sur le site de Bure, à Phénix ou dans les laboratoires de Marcoule montrerait la réalité du travail effectué. Par ailleurs un bilan annuel audiovisuel devrait être réalisé pour chacun des axes et mis en ligne sur les sites web des acteurs de la loi.

Enfin, il est indispensable que les acteurs de la loi de 1991 organisent une communication régulière auprès des élus des collectivités territoriales concernées par les recherches sur la séparation-transmutation (régions Languedoc-Roussillon et PACA, départements du Gard et des Bouches-du-Rhône), le stockage géologique (régions Champagne-Ardenne et Lorraine, département de la Haute-Marne et de la Meuse) et l'entreposage de longue durée (régions Languedoc-Roussillon et PACA, départements du Gard et des Bouches-du-Rhône).

4. La Commission nationale du débat public a vocation à traiter de projets concrets d'aménagement qui sont pour le moment prématurés

Avant de débattre sur un sujet scientifique et technique, il est nécessaire de disposer de résultats validés sur lesquels la discussion puisse porter. Les 15 années de recherche de la loi du 30 décembre 1991 ont apporté leur moisson de résultats, dont vos Rapporteurs ont pu constater qu'ils sont très insuffisamment connus de toutes les parties prenantes.

Comme on l'a vu précédemment, l'information sur les résultats des recherches est une étape indispensable, en particulier auprès des élus et des populations concernées par la gestion des déchets : Marcoule, Cadarache, centre de stockage de l'ANDRA, laboratoire de Meuse/Haute Marne. Cette information laisse cruellement à désirer. La première tâche des pouvoirs publics est de veiller à la renforcer en urgence.

S'agissant du débat public, la loi du 27 février 2002 relative à la démocratie de proximité a donné de nouvelles possibilités, articulées autour de la Commission nationale du Débat public.

Selon l'article 134 de la loi, « *La Commission nationale du débat public, autorité administrative indépendante, est chargée de veiller au*

respect de la participation du public au processus d'élaboration des projets d'aménagement ou d'équipement d'intérêt national de l'Etat, des collectivités territoriales, des établissements publics et des personnes privées, relevant de catégories d'opérations dont la liste est fixée par décret en Conseil d'Etat, dès lors qu'ils présentent de forts enjeux économiques ou ont des impacts significatifs sur l'environnement ou l'aménagement du territoire ».

L'objet d'un débat public confié à la CNDP doit donc être un projet concret d'aménagement.

Dans ces conditions la saisine de la CNDP par le Gouvernement sur *«les options générales en matière de gestion des déchets radioactifs de haute activité et de moyenne activité à vie longue »* ne correspond pas à l'objet de la CNDP, dans la mesure où il s'agit d'un débat général sur une problématique générale et non pas sur un projet d'aménagement ou d'équipement d'intérêt national.

Il faut remarquer à cet égard que l'intervention de la CNDP sur un projet particulier de construction d'un site de stockage, qui seule aurait été conforme à sa vocation, serait prématurée puisque les recherches sur les propriétés de confinement de l'argile de Bure ne sont pas achevées. On doit se souvenir par ailleurs qu'un débat national a été organisé en 2003 sur les énergies et qu'une place importante y a été faite aux questions nucléaires.

Conformément à la loi de 1991, il revient au Parlement de conduire un débat sur les principes généraux de la gestion des déchets dans notre pays, qui, seuls, pourront être visés par la loi de 2006. Ce débat doit rester un débat éminemment politique conduit par les Représentants de la Nation.

Seul le Parlement a la légitimité pour conduire un débat sur la question d'intérêt national de la poursuite des études sur des installations liées à la gestion des déchets radioactifs – réacteurs rapides de Génération IV, réacteur sous-critique piloté par accélérateur, stockage géologique, entreposage de longue durée -.

II.- LA RECHERCHE : LE PARLEMENT DOIT CONTINUER D'IMPULSER ET DE JALONNER LES RECHERCHES SUR LES TROIS AXES

Sur l'ensemble de la période 1992-2002, les moyens financiers et budgétaires alloués aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, en application de la loi du 30 décembre 1991, s'élèvent à 2,224 milliards €, dont 33 % pour l'axe 1, 39 % pour l'axe 2 et 28 % pour l'axe 3⁷⁰.

Comme on l'a vu au chapitre I, les progrès accomplis dans la connaissance des déchets radioactifs et dans les méthodes applicables pour leur gestion sont considérables même si, dans la plupart des domaines, les recherches sont encore inachevées.

La finalisation des recherches est indispensable. Il convient dès lors, d'identifier les orientations prioritaires de la recherche dans les prochaines années et d'évaluer si les moyens financiers et humains qui ont été ceux de la période écoulée sont suffisants ou doivent être accrus.

Par ailleurs, il convient également de déterminer dans quelle direction le dispositif de la loi du 30 décembre 1991, dont l'apport n'a jamais été remis en question, pourrait encore être amélioré dans le cadre de la loi de 2006.

1. Les recherches sur la séparation et la transmutation doivent se poursuivre en coopération

Les degrés d'avancement des recherches sur la séparation, d'une part, et sur la transmutation sont incontestablement très différents. Pour la séparation, il serait possible, fin 2005, de parler de démonstration technologique à l'échelle quasi industrielle à l'horizon 2015-2020, si les investissements industriels pouvaient être envisagés à cette échéance. Liée à la mise au point d'une nouvelle génération de réacteurs nucléaires ou d'un nouveau concept de système, l'échéance de l'industrialisation pour la transmutation est beaucoup plus éloignée.

En tout état de cause, les besoins de financement pour les recherches relatives aux deux domaines sont à terme très importants,

⁷⁰ Stratégie et programmes de recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, Direction de la technologie, ministère délégué à la recherche, édition 2003.

qu'il s'agisse des dépenses courantes ou des dépenses d'investissement. Les coopérations entre organismes de recherche nationaux et les coopérations internationales doivent donc être renforcées.

1.1. L'industrialisation de la séparation poussée nécessite des investissements lourds qui pourraient toutefois générer des économies de stockage

Au cours de l'année 2005, le CEA va tester, à l'échelle du kilogramme, les méthodes de séparation qu'il a mises au point à l'échelle du gramme. Pour ce faire, l'installation Atalante, qui représente un outil unique au monde, pourra suffire.

Pour mettre en œuvre à terme à l'échelle industrielle les techniques de séparation poussée à partir des techniques actuelles, certains experts estiment qu'une usine supplémentaire du type de l'usine UP3 de La Hague devrait être construite. En réalité, pour des raisons économiques, il semble inévitable d'attendre le renouvellement des installations de La Hague à l'horizon 2040, pour mettre en œuvre la séparation poussée des actinides mineurs et des produits de fission qui serait alors intégrée au procédé de traitement-recyclage.

En tout état de cause, l'investissement correspondant à la mise en œuvre de la séparation poussée pourrait être en partie financé par les économies de stockage qui pourraient en résulter.

Le paramètre dimensionnant la taille d'un stockage souterrain est en effet la charge thermique. Si les colis de déchets dégagent beaucoup de chaleur, il faut les espacer de manière que la roche ne soit pas altérée par l'augmentation de la température ambiante. Au contraire, si leur charge thermique est faible, les colis de déchets peuvent être stockés au contact les uns des autres, ce qui diminue la taille des galeries.

Or pendant les trois cents années suivant le déchargement des combustibles usés, ce sont deux radioéléments à vie courte, le césium et le strontium, qui sont responsables de la majeure partie de la charge thermique. La séparation poussée pourrait en effet permettre de réserver le stockage profond aux actinides mineurs et aux produits de fission à vie longue. Les produits de fission à vie courte (strontium et césium) pourraient au contraire être entreposés en surface à un coût très inférieur.

1.2. La fermeture programmée en 2008-2009 de Phénix va compliquer les recherches sur la transmutation

Jouant un rôle clé dans les recherches sur la transmutation, le réacteur à neutrons rapides Phénix va toutefois devoir être arrêté en 2008, ce qui pose le problème de la disponibilité d'outils de remplacement pour continuer les recherches dans ce domaine.

D'une puissance nominale de 250 MWe, le réacteur à neutrons rapides Phénix refroidi au sodium, qui se trouve à Marcoule, a été mis en service industriel en 1974. Brûlant un combustible à base de plutonium et d'uranium, ce réacteur, qui possède un cœur très compact d'un m³, permet l'irradiation à fins de tests, de supports ou de matrices de combustibles ainsi que de radioéléments dont l'on veut étudier le comportement de capture ou de fission (rupture) sous l'action de neutrons rapides. Phénix joue actuellement, en France, un rôle fondamental pour les expériences de l'axe 1 de la loi de 1991.

Phénix a été arrêté de 1994 à 2003 pour des travaux de rénovation et de réévaluation de sûreté, dont le coût a atteint 250 millions €.

Les arrêts brutaux du réacteur enregistrés avant la modernisation ont été démontrés comme ne pouvant provenir d'une réactivité positive⁷¹. Par ailleurs, grâce à des progrès technologiques importants qui ont permis de surmonter l'obstacle de l'opacité du sodium, l'examen de sûreté du réacteur a pu s'effectuer dans de bonnes conditions. De nouvelles méthodes de contrôle des structures par ultrasons et optique ont été développées avec succès, l'examen de la cuve ayant permis de démontrer sa conformité aux règles sismiques en vigueur.

La sûreté d'exploitation étant assurée, la DGSNR (Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection) a autorisé le redémarrage de Phénix en 2003, sur la base d'une puissance maximale de 145 MWe, inférieure à la puissance nominale, correspondant à l'utilisation de deux boucles de refroidissement sur trois. Toutefois, l'activité de Phénix est limitée à 6 derniers cycles de fonctionnement avant l'arrêt définitif de l'installation.

⁷¹ L'explication la plus plausible est le gerbage des assemblages du cœur provoquant un arrêt automatique de la machine.

La fin du premier de ces six cycles a eu lieu en août 2004, à l'issue d'une phase de fonctionnement où le taux de disponibilité du réacteur s'est élevé à 94 %. À la fin 2004, dix expériences de transmutation étaient en cours dans le cœur de Phénix, les coopérations internationales avec les États-Unis et le Japon étant au demeurant nombreuses.

Le dernier cycle de Phénix est prévu pour le début 2009, période à laquelle commenceront l'expertise et le démantèlement de l'installation.

S'agissant d'une éventuelle prolongation d'activité de Phénix, les coûts de modernisation et les coûts d'une réévaluation de sûreté, c'est-à-dire d'une mise en conformité de Phénix aux niveaux qui seraient exigés d'une nouvelle installation, seraient prohibitifs.

Pour continuer les expérimentations de transmutation au-delà de l'arrêt de Phénix, le CEA prévoit d'accéder, dans le cadre de coopérations internationales, au réacteur japonais à neutrons rapides Monju, à condition que celui-ci ait redémarré et soit en fonctionnement à la fin de la décennie, ou bien au réacteur russe BN-600.

On peut toutefois se demander si ces deux réacteurs seront effectivement opérationnels en 2009, s'ils seront accessibles pour des coopérations internationales et si le recours à des machines situées au Japon, à Tsuruga sur la côte ouest du Japon ou en Russie, à Beloyarsk en Sibérie occidentale, présentera la même flexibilité que celle d'un réacteur situé à Marcoule.

1.3. La transmutation par les réacteurs de Génération IV nécessite une coopération internationale intense

Lancé à l'initiative du Département de l'énergie (DOE) des États-Unis, le forum international Génération IV, qui regroupe dix pays⁷², est déjà parvenu à sélectionner 6 filières prioritaires pour le développement du nucléaire à l'horizon 2040.

Reposant sur un partage de la propriété intellectuelle au prorata des apports de R&D, les règles de la coopération internationale

⁷² Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Corée du Sud, États-Unis, France, , Japon, Royaume Uni, Suisse.

correspondante pour la recherche précompétitive dans ce domaine ont été arrêtées en 2004, de sorte qu'un accord intergouvernemental devrait être signé au cours de l'année 2005. Une transposition de ces règles à la construction d'un démonstrateur devrait être également possible.

Il n'en reste pas moins que l'effort financier à effectuer pour le développement de 6 filières est énorme et que la charge pour un pays considéré sera d'autant plus importante que son choix sera moins partagé avec d'autres.

La France, pour sa part, met l'accent sur la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis par gaz, qui semble l'un des plus prometteuses pour la production industrielle d'électricité et pour la réduction des déchets radioactifs grâce à la transmutation parallèle des actinides mineurs dans les réacteurs électrogènes.

Le CEA possède les meilleurs atouts scientifiques et techniques pour être le leader mondial de cette technologie. Il faut toutefois que son budget lui permette d'avoir une action dynamique dans le domaine de la fission, qui ne souffre pas des efforts consentis dans le domaine de la fusion (ITER). En tout état de cause, des efforts conjoints sont indispensables de la part de l'État, du constructeur national de réacteurs AREVA et du producteur EDF d'électricité nucléaire.

Autre condition, une coopération internationale intense devra s'établir autour des réacteurs rapides à gaz. Si, en raison de ses applications industrielles potentielles non seulement pour la production d'électricité mais aussi pour la thermochimie et la production d'hydrogène, la filière de réacteurs à très haute température VHTR⁷³ devait l'emporter, il conviendrait alors de revoir les priorités françaises actuelles pour le nucléaire du futur, actuellement focalisées sur les réacteurs rapides à gaz.

1.4. La réalisation d'un démonstrateur européen d'ADS est un objectif à approfondir

Comme on l'a vu précédemment, les systèmes pilotés par accélérateur ADS (Accelerator Drive Systems) présentent, pour leurs concepteurs, un intérêt particulier vis-à-vis de la transmutation des

⁷³ VHTR (Very High Temperature Reactor).

déchets. Quelles pistes emprunter à l'avenir pour le développement de cette technologie ?

Fédérés au sein du programme européen EUROTRANS, les travaux de conception en cours nécessitent non seulement d'être finalisés mais aussi de déboucher sur des tests pratiques que seule une maquette complète d'ADS permettra de réaliser.

Le projet TRADE, proposé par ENEA (Italie) avec le soutien du CNRS, du CEA, du CNRS et d'ANSALDO, avait l'intérêt de viser l'étude, sous l'angle de la sûreté, du comportement dynamique d'un réacteur nucléaire sous-critique couplé à un accélérateur. Il s'agissait de vérifier dans quelle mesure un réacteur sous-critique peut être exploité en toute sûreté, depuis son démarrage jusqu'à son arrêt, en particulier malgré la communication de fait jamais testée entre un accélérateur et un réacteur nucléaire et malgré des effets de rétroaction des neutrons thermiques. Ce projet est malheureusement abandonné par l'ENEA qui devait proposer son réacteur de recherche TRIGA d'une puissance de 1 MW thermique, couplé à un cyclotron commercial à protons.

L'horizon en Europe, voire dans le monde, est donc représenté par le projet MYRRHA, porté par le SCK-CEN (Belgique) et soutenu en France par le CNRS, qui a récemment annoncé la création d'un partenariat avec celui-ci, par le CEA et EDF.

Le projet MYRRHA est un démonstrateur intermédiaire de système sous-critique piloté par accélérateur d'une puissance de 50 MW, d'un coût estimé de 500 millions € sur 10 ans.

La faisabilité technique de cette machine est étudiée par de nombreuses équipes internationales, européennes ou américaine. Sa faisabilité financière pourrait s'envisager avec le concours de l'Union européenne, dans le cadre d'EURATOM.

Les interrogations qui demeurent, notamment sur la puissance de la machine qui, selon différents experts, serait trop élevée pour une première réalisation concrète d'ADS, demandent à être levées avant que l'investissement soit lancé.

Au final, l'effort financier fait sur l'axe 1, par les producteurs de déchets, en application du principe pollueur-payeur, représente un montant moyen de 66 millions € par an.

Une programmation précise des actions de recherche sera indispensable dans les prochaines années. En tout état de cause, la transmutation devra se voir reconnaître une priorité de rang élevé par le CEA et le CNRS. Des coopérations internationales de grande ampleur sont indispensables mais ne sauraient exonérer la France d'un effort important.

2. La démonstration de sûreté des performances d'un stockage géologique doit se continuer encore

Fin novembre 2004, la mise à la disposition des scientifiques de la niche d'expérimentation située à -445 m dans la couche d'argilite de Bure, marque une accélération nette de l'acquisition des connaissances sur celle-ci. Commencées depuis la surface par l'étude des prélèvements effectués par carottage, continuées par les mesures effectuées lors du creusement des puits, les expérimentations vont avoir pour objectif la compréhension fine de tous les mécanismes déterminant la sûreté d'un éventuel stockage.

Appliquant et complétant les recommandations internationales notamment de la CIPR (Commission internationale de protection radiologique) et de l'AIEA, la réglementation française concernant la sûreté d'un stockage géologique est d'ores et déjà définie avec précision. La règle fondamentale de sûreté n° III.2.f définit « *les objectifs à retenir dans les phases d'études et de travaux pour le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde afin d'assurer la sûreté après la période d'exploitation du stockage* ». La règle n° III.2.f précise l'objectif fondamental de sûreté du stockage⁷⁴, les bases de

⁷⁴ Concernant les critères de radioprotection, la règle RFS n°III.2.f indique : « *les équivalents de dose individuels devront être limités à 0,25 mSv/an pour des expositions prolongées liées à des événements certains ou très probables (...)* » ; « *les évaluations seront fondées sur une modélisation de l'évolution du stockage, en particulier des barrières, et sur une modélisation de la circulation des eaux souterraines et du transfert de radionucléides* » ; « *pour une période qui doit être égale au moins à 10 000 ans, la stabilité (qui englobe une évolution limitée et prévisible) de la barrière géologique doit être démontrée* » ; « *au-delà de cette période de stabilité de la barrière géologique, les incertitudes sur l'évolution du stockage augmentent progressivement avec le temps ; l'activité des déchets aura notablement décreu. Des estimations quantifiées majorantes des équivalents de dose individuels devront alors être faites. Elles seront éventuellement complétées par des appréciations plus qualitatives des résultats de ces estimations, au regard des facteurs d'évolution de la barrière géologique, de façon à vérifier que le relâchement des radionucléides en conduit pas à un équivalent de dose individuel inacceptable* ».

conception du stockage liées à la sûreté et la méthodologie de démonstration de la sûreté du stockage.

Les indications de la règle fondamentale de sûreté, très précises, obligent à une démonstration détaillée, qui va nécessiter un ensemble de mesures et d'études d'ingénierie complexes. Le programme scientifique et technique de l'ANDRA est tendu vers cet objectif et va s'enrichir au fur et à mesure des expérimentations et des évaluations contradictoires.

Comme on l'a vu précédemment, le Comité local d'information et de suivi (CLIS) du laboratoire de Meuse / Haute-Marne a fait réaliser par l'institut américain IEER (« *Institute for Energy and Environmental Research* ») qui lui a remis son rapport en décembre 2004 sur la base des résultats scientifiques acquis jusqu'en septembre 2004. Examinant 7 grandes questions⁷⁵, liées à la sûreté d'un éventuel stockage, le rapport souligne différentes questions scientifiques et techniques importantes pour la sûreté et préconise d'y accorder une grande attention.

Ainsi, selon l'étude, les connaissances fondamentales devront être notablement accrues concernant la mécanique des roches et l'influence de la charge thermique des colis de déchets sur leurs propriétés. Le rapport souligne l'importance des études de la zone fracturée EDZ, du couplage des fractures provoquées avec les fractures naturelles, et des conséquences de la production éventuelle de gaz sur celles-ci. De même, les scellements des galeries de stockage sont jugés d'une importance déterminante pour la sûreté. Enfin, le rapport attire l'attention sur le gain de sûreté qui pourrait provenir d'une conception révisée des conteneurs de déchets, compte tenu des incertitudes introduites par la zone endommagée.

En tout état de cause, il est évidemment prévu que l'ANDRA réponde à ces questions, qui ne constituent de toute façon qu'une partie de son programme d'étude.

L'achèvement du puits auxiliaire et le démarrage du creusement de la galerie de liaison, en complétant la niche à - 445 m vont multiplier,

⁷⁵ Chapitre I : les normes de dose et les scénarios (dont le changement climatique) - Chapitre II : la mécanique des roches - Chapitre III : les aspects thermiques et la construction des ouvrages d'enfouissement - Chapitre IV : le terme source et le champ proche - Chapitre V : l'hydrogéologie - Chapitre VI : La minéralogie et la géochimie de la formation hôte - Chapitre VII : la sismologie et la déformation.

dans les prochains mois, les possibilités d'expérimentation scientifique ou technique.

Malgré l'accélération des études in situ, il est toutefois clair que l'année 2005 ne suffira pas à engranger tous les résultats nécessaires et qu'il convient au contraire de prévoir une extension de la période d'acquisitions des données requises par l'évaluation de sûreté. Cette période pourra également être utilisée pour effectuer la caractérisation géologique de l'ensemble de la zone et procéder aux démonstrations technologiques nécessaires pour la réversibilité et la manutention des colis.

Sur la période 1992-2003, les dépenses relatives aux recherches de l'axe 2 se sont élevées en moyenne à 80 millions € par an. Il serait surprenant que le montant des dépenses nécessaires puisse diminuer significativement dans les dix à quinze prochaines années précédant l'ouverture éventuelle d'un centre de stockage à Bure.

3. La démonstration d'un entreposage de longue durée en sub-surface devrait être faite rapidement

Lors des présentations faites à vos Rapporteurs, le 16 et 17 décembre 2004, à Marcoule et Cadarache, ainsi que lors de l'audition publique du 3 février 2005, deux concepts ont été présentés pour l'entreposage en surface ou en sub-surface d'une part, de combustibles usés ou de déchets de haute activité à vie longue HA-VL, et d'autre part, de déchets de moyenne activité à vie longue MA-VL.

S'agissant de l'entreposage des déchets MA-VL, plusieurs paramètres ont été identifiés comme particulièrement importants. Un conteneur en béton pouvant recevoir quatre colis primaires a été développé, sur la base d'un béton haute performance, qui permet de garantir sa tenue dans le temps et d'assurer l'évacuation de l'hydrogène de radiolyse⁷⁶. Malgré les précautions prises, une stratégie de surveillance des conteneurs béton doit être arrêtée, de même qu'il est nécessaire de savoir si une ventilation naturelle passive peut suffire à assurer l'évacuation des gaz provenant éventuellement des déchets, ainsi qu'une hygrométrie suffisamment basse.

⁷⁶ Ce conteneur sert de base également à la conception d'un stockage géologique réversible.

Dans la mesure où ces paramètres dépendent du milieu naturel, il semble indispensable de procéder à une réalisation concrète, qui devrait être possible techniquement, compte tenu des sommes allouées à la recherche dans ce domaine.

Si le concept de sub-surface présenté a trait à un ouvrage à flanc de colline, il semble que, pour multiplier les possibilités de localisation, il soit préférable de lui substituer un entreposage à faible profondeur. De cette façon, différents sites nucléarisés de grande superficie, comme différents centres de recherche du CEA, pourraient accueillir l'entreposage de sub-surface requis par la gestion des déchets MA-VL dans notre pays.

Le montant des moyens financiers alloués à l'axe 3 (conditionnement et entreposage de longue durée) s'est élevé au total à 724 millions € sur la période 1992-2003, soit 66 millions € en moyenne annuelle.

À l'avenir, le même montant pourrait être alloué à l'axe 3, le temps de réaliser l'entreposage de longue durée, les sommes correspondantes étant ensuite reversées pour leur plus grande part aux recherches de l'axe 1, compte tenu des besoins d'investissement des réacteurs rapides et des ADS, et sur l'axe 2, pour l'achèvement des études sur le stockage géologique.

4. Le Parlement doit continuer d'impulser les recherches et de jalonner dans le temps l'analyse de leurs résultats

De l'avis de tous les experts et de tous les intervenants des auditions publiques organisées les 20, 27 janvier et le 3 février, la loi du 30 décembre 1991 a joué un rôle décisif dans le développement des recherches sur les déchets radioactifs en France.

De fait, les mécanismes de la loi ont prouvé leur efficacité à tous les niveaux.

La solennité donnée par la loi de 1991 aux recherches sur la gestion des déchets a sans aucun doute été le garant de leur bon déroulement. Les subventions de l'État et les financements assurés par les producteurs de déchets ont été attribués sans trop de difficultés, garantissant un déroulement sans à-coup des programmes de recherche. C'est pourquoi la poursuite des recherches devra rester dans la loi.

La différenciation des recherches en trois grands domaines a clarifié les objectifs poursuivis, tout en permettant d'attribuer des responsabilités bien définies aux différents organismes de recherche en cause. Cette classification devrait être pérennisée pour les mêmes raisons.

La mise en place d'un rendez-vous en 2006, après 15 années de recherche, pour une évaluation globale de celles-ci, s'est révélée également une disposition fort utile.

Pour l'avenir, on pourrait toutefois imaginer des jalons plus rapprochés pour une synthèse des résultats obtenus.

Des échéances peuvent être envisagées à cet égard, calées sur le calendrier des décisions les plus importants concernant les trois axes de recherche. À ces échéances, le Gouvernement pourrait transmettre au Parlement un rapport d'information spécifique.

Ces rapports spécifiques complèteraient le rapport annuel que la Commission nationale d'évaluation continuerait de transmettre chaque année au Parlement par l'intermédiaire de l'Office parlementaire, comme l'a statué la loi de 1991.

Par ailleurs, la loi de 2006 pourrait prévoir une saisine automatique tous les deux ans de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques pour l'examen de l'état d'avancement des recherches.

Enfin, comme l'ont exprimé plusieurs responsables d'organismes de recherche, il serait utile de tirer les enseignements du fonctionnement des Groupements de Recherche (GdR) pour en rénover ou en modifier le statut, de manière à élargir et faciliter les possibilités de coopération entre organismes de recherche publics ou privés.

III.- LES RETOMBEES : LA VALORISATION LOCALE ET NATIONALE DES RECHERCHES DE LA LOI DE 1991 EST UN GISEMENT A EXPLOITER SUR LES PLANS SCIENTIFIQUE, UNIVERSITAIRE ET INDUSTRIEL

L'importance des investissements de recherche effectués pour la gestion des déchets (2,2 milliards € sur la période 1992-2003) et le haut niveau technique des résultats obtenus exigent leur valorisation locale et nationale, sous l'angle scientifique et technique, universitaire et industriel.

1. La valorisation des recherches est au cœur des réalisations des pays les plus avancés

Comme on l'a vu précédemment, le site de stockage géologique de la Finlande se situera dans la presqu'île d'Olkiluoto dans la commune d'Eurajoki.

Cette région située à 220 km au nord-ouest d'Helsinki, au bord de la mer Baltique, est une région fortement industrialisée.

La ville de Rauma située à une vingtaine de km du site, est l'un des principaux centres de l'industrie papetière mondiale. Par ailleurs, deux réacteurs BWR sont exploités depuis 1979 et 1980 à Olkiluoto, où est en cours de construction de l'EPR dont la mise en service interviendra en 2009.

Le stockage géologique finlandais se trouvera ainsi dans une zone à forte activité industrielle dans laquelle le site de stockage ne constituera qu'un équipement de plus. Par ailleurs, la centrale nucléaire d'Olkiluoto possède, dans son périmètre, son propre site de stockage en sub-surface des déchets de faible ou moyenne activité résultant de son exploitation.

Le contexte industriel très favorable du futur site de stockage et les retombées économiques déjà réelles du nucléaire n'empêchent pas la société POSIVA Oy chargée de la gestion des déchets de prévoir d'y implanter une activité supplémentaire, à savoir la construction d'une usine de conteneurisation à proximité du site de stockage d'Olkiluoto,

qui est programmée sur la période 2012-2020, en même temps que la construction du site de stockage géologique.

La même approche sera probablement utilisée en Suède.

On sait que deux sites sont encore en compétition pour le stockage géologique, la zone d'Östhammar et celle d'Oskarshamn. La zone d'Oskarshamn comprend la centrale nucléaire à trois réacteurs à eau bouillante exploités par la société OKG AB, ainsi que le CLAB, installation d'entreposage en sub-surface de combustibles usés. C'est également à proximité d'Oskarshamn que le laboratoire souterrain d'Aspö a été construit. Par ailleurs, un laboratoire d'encapsulation où sont mises au point les méthodes de soudage des conteneurs, a également été construit à Oskarshamn. Enfin, parmi les sites étudiés pour l'implantation de l'usine de conteneurisation des combustibles usés, Oskarshamn semble être particulièrement bien placé.

2. Les recherches sur chacun des trois axes doivent être valorisées à partir de leur lieu de réalisation

Ainsi qu'il a été rappelé plus haut, 724 millions € ont été dépensés sur les recherches relatives à la séparation-transmutation, sur la période 1992-2003 et 885,5 millions € pour les recherches relatives au stockage géologique. Il est indispensable d'en assurer la valorisation pour l'économie nationale mais aussi pour les territoires concernés.

S'agissant du niveau des technologies employées, la gestion des déchets radioactifs ne le cède en rien à l'industrie nucléaire. Actuellement opérationnels, les stockages de déchets de très faible activité (TFA) et de faible ou moyenne activité à vie courte (FMA-VC) mettent déjà en œuvre des techniques et des méthodes d'organisation de haut niveau.

Les acquis des recherches de la loi de 1991 sont également considérables en terme de progrès scientifiques et techniques réalisés dans différents domaines : méthodes de synthèse ou de séparation chimique, conception de combustibles nucléaires, méthodes d'exploration ou de datation géologique, modélisation de systèmes complexes, ingénierie pour la transmutation ou le stockage réversible. Les savoir-faire correspondants peuvent être transposés dans d'autres domaines industriels et doivent être transmis par l'enseignement universitaire.

Le développement scientifique, universitaire et industriel des territoires sur lesquels les recherches relatives aux déchets radioactifs sont conduites, s'impose pour rentabiliser ces dernières mais aussi pour manifester la solidarité nationale à l'égard des populations locales concernées qui ont le droit de bénéficier d'un retour en contrepartie de leur contribution à la solution d'une question d'intérêt national.

À cet égard, deux cas de figure existent en France. Dans les départements du Gard et des Bouches-du-Rhône, il y a une logique forte à développer des activités à partir des recherches de la loi de 1991. Ces départements possédant de longue date des installations nucléaires de recherche ou de production électronucléaire, il ne semble pas y avoir, à Marcoule et à Cadarache, d'obstacle psychologique à la valorisation des investissements de recherche. En revanche, compte tenu de leur implication très nouvelle dans le nucléaire, les départements de la Haute-Marne et de la Meuse doivent bénéficier d'actions volontaristes de développement scientifique, universitaire et industriel, qui, d'une part, prennent en compte les souhaits exprimés déjà clairement et les projets déjà conçus par les autorités locales, et, d'autre part, s'appuient sur des initiatives fortes prises par l'État et les exploitants nucléaires.

2.1. La valorisation des recherches sur l'axe 1 est en cours à Marcoule

Les recherches sur la séparation conduites par le CEA à Marcoule ont nécessité des avancées importantes dans la synthèse de nouvelles molécules utilisables pour l'extraction. Grâce à la mise au point de molécules résistant aux radiations et capables de différencier des radioéléments – les actinides mineurs - aux propriétés très proches les unes des autres, un savoir faire considérable a été acquis en synthèse moléculaire, en techniques d'extraction et en génie de procédés.

Un Institut national de chimie séparative est donc en cours de création sur le site de Marcoule, par le CEA en association avec le CNRS et l'université de Montpellier. Constatant qu'un pôle chimie existait déjà dans la région Languedoc-Roussillon, la voie de la spécialisation est apparue comme la meilleure. Les diverses industries - pharmacie, cosmétique, parfumerie, notamment -, qui font particulièrement appel aux techniques de synthèse moléculaire et d'extraction - pourront trouver dans ce nouvel institut un partenariat utile pour leur développement.

2.2. Des pôles scientifiques technologiques (PST) doivent être créés autour du laboratoire de Meuse/Haute-Marne, avec l'aide indispensable des producteurs de déchets

En collaboration avec les universités de Troyes et de Nancy, une démarche de même type a été lancée par l'ANDRA autour du laboratoire de Meuse / Haute Marne, de manière à tirer parti, à des fins scientifiques, des savoir-faire mis en œuvre ou mis au point dans la construction et bientôt dans l'utilisation de ce laboratoire. Un foisonnement de projets a été proposé au départ. Au terme d'une approche prudente et responsable, quatre puis trois projets de pôles scientifiques et techniques (PST) ont été finalement retenus pour valoriser les acquis de la recherche d'une manière prospective et dynamique.

Le premier projet validé correspond à la création d'un centre d'expérimentation souterraine à une profondeur de 100 à 200 mètres. S'adressant aux professionnels des travaux souterrains et aux gestionnaires de lieux souterrains, ce centre permettrait le test de matériels et la formation de spécialistes. Ce projet a reçu l'appui du ministère de l'équipement et d'EDF.

Le deuxième projet correspond à la création d'un démonstrateur technologique pour la surveillance des eaux par mesures continues réalisées par fibres optiques. Ce projet a rencontré l'intérêt de la société Schlumberger.

Le troisième projet correspond à la création d'une écothèque, rassemblant des prélèvements effectués au cours de la création du laboratoire.

Il s'agit de projets ambitieux pour le développement scientifique, technologique et universitaire de la Meuse, dont les coûts semblent raisonnables. L'objectif des promoteurs de ces centres est qu'ils acquièrent un rayonnement régional et national, voire européen. Sur un plan financier, il est indispensable et normal que les grands opérateurs du nucléaire contribuent à leur financement. Les responsables des GIP, en particulier, estiment qu'il ne leur appartient pas de financer les études portant sur leur création, les départements n'étant pas au demeurant structurés pour assurer la maîtrise d'ouvrages de tels projets.

Par ailleurs, la région Lorraine entend accorder une place prioritaire dans son développement technologique, aux énergies, aux

matériaux et aux nanotechnologies, le conseil général de la Meuse ayant récemment choisi pour sa part les biocarburants, les nouveaux matériaux et la mécanique.

Pour trancher entre les orientations des PST, celles de la région Lorraine et celles du département de la Meuse, seul l'État semble disposer de l'autorité et des moyens nécessaires.

2.3. La gestion des déchets radioactifs doit avoir, par son haut niveau technologique, un effet d'entraînement sur l'économie

La loi du 30 décembre 1991 a prévu un accompagnement financier et économique de l'implantation du laboratoire de Meuse/Haute-Marne⁷⁷. Les structures créées à cet effet, un groupement d'intérêt public par département, fonctionnent bien en Haute-Marne et en Meuse et participent utilement à leur équipement en infrastructures. Toutefois, il est essentiel de dépasser le strict aspect des aides financières pour enclencher la dynamique de développement économique que le haut niveau technologique de la gestion des déchets radioactifs rend possible.

Sur la base d'un montant de ressources de 58 millions € sur la période 1999-2006, le GIP de Haute-Marne partage ses concours entre l'aide au développement local (20 % du total)⁷⁸, la participation à des grands projets (30 %)⁷⁹ et l'aide au développement économique (50 %)⁸⁰. Selon la convention constitutive du GIP Objectif Meuse, 20 % du dispositif d'accompagnement est affecté à des actions sur la zone de proximité du laboratoire et 80 % sur l'ensemble du département. Les contributions de l'ANDRA n'ont pas connu de retards de versements, au contraire de celles d'EDF.

⁷⁷ L'article 12 de la loi du 30 décembre 1991 dispose que : « un groupement d'intérêt public peut être constitué dans les conditions prévues par l'article 21 de la loi n° 82-610 d'orientation et de programmation pour la recherche et le développement technologique de la France, en vue de mener des actions d'accompagnement et de gérer des équipements de nature à favoriser et à faciliter l'installation et l'exploitation de chaque laboratoire ».

⁷⁸ Travaux routiers, rénovation de logements et de la voirie, etc.

⁷⁹ Déploiement des réseaux de téléphonie mobile, réseaux haut débit, rénovation de collèges, etc.

⁸⁰ Zones économiques, investissements innovants, investissements de protection de l'environnement.

En tout état de cause, il est nécessaire de faire évoluer les ressources de ces deux GIP vers une ressource de type taxe professionnelle⁸¹.

Trois cantons - deux en Meuse et un en Haute-Marne - ont par ailleurs bénéficié de la procédure Grand Chantier, qui s'est traduite par un programme de réalisations d'environ trente millions €⁸².

Prévus pour bénéficier chacun d'un montant de ressources de 9,15 millions € par an sur une période de 15 années⁸³, les deux GIP devront recevoir les sommes prévues. En tout état de cause, il faut assurer la continuité de l'accompagnement financier du laboratoire pendant quinze années effectives, indépendamment de la montée en puissance de la fiscalité liée à un éventuel stockage.

Au-delà de ces aides qui ont leur utilité, la méthode à suivre est désormais celle de l'implantation volontariste d'activités industrielles liées à la filière nucléaire.

Il est clair que des projets de Pôles scientifiques et techniques ne peuvent aboutir en l'absence d'activités économiques structurantes. Au demeurant, des traditions industrielles existent dans les deux départements - métallurgie, industries électriques, agroalimentaire, bois, papeterie -, dans lesquelles de nouvelles activités pourraient s'ancrer.

L'État doit gérer un projet comme celui d'un laboratoire souterrain dans la durée et selon une logique qui soit une logique d'aménagement du territoire et de développement économique et non pas une logique strictement comptable.

Un comité interministériel, doté d'un secrétariat permanent, devrait être constitué, dont les réunions à intervalles réguliers permettraient un suivi global du dossier. Des directives claires seraient

⁸¹ Pour une centrale de deux tranches nucléaires de 1300 MW, le montant de la taxe professionnelle versée à la commune d'accueil et au fonds départemental est de l'ordre de 15 millions € par an.

⁸² 52 communes au total sont concernées, pour une population totale de 9500 habitants.

⁸³ L'exposé des motifs de la loi du 30 décembre 1991 indique que la contribution annuelle du titulaire de l'autorisation de création du laboratoire sera de soixante millions de francs (9,15 millions €). En 1997, le ministre chargé de l'industrie a accédé à la demande faite par les deux départements de la Haute-Marne et de la Meuse de bénéficier chacun de cette somme, au motif que le laboratoire se trouve en Meuse mais à quelques km de la Haute-Marne.

données en conséquence aux représentants de l'État. En tout état de cause, l'ANDRA ne peut être laissée seule en première ligne en Meuse et en Haute-Marne, alors que son projet est d'ampleur nationale.

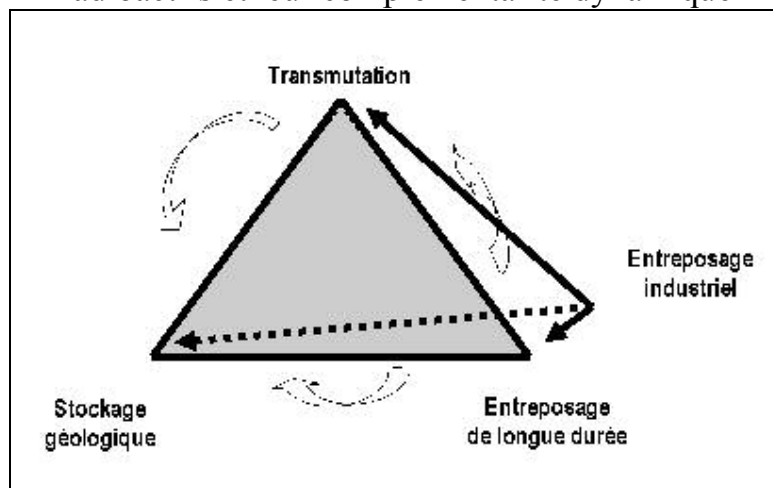
Enfin, la loi de 2006 devrait prévoir qu'un rapport annuel du Gouvernement soit remis au Parlement sur le développement économique des zones concernées par la gestion des déchets radioactifs.

IV.- LES METHODES DE GESTION : TROIS DECISIONS DE PRINCIPE, FORMANT TRIPTYQUE, DE RECOURS A LA TRANSMUTATION, AU STOCKAGE GEOLOGIQUE ET A L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE, DEVRAIENT ETRE PRISES PAR LA LOI, ASSORTIES D'UN CALENDRIER DE DECISIONS POUR LES POUVOIRS PUBLICS

Les recherches conduites en application de la loi du 30 décembre 1991 ont mis en évidence la dynamique du progrès scientifique et technique dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs. Cette dynamique va se traduire, comme on l'a vu précédemment, par la mise au point dans les prochaines décennies de méthodes permettant d'améliorer la sûreté.

Il appartient à la loi de prendre acte de la complémentarité dynamique de la transmutation, du stockage géologique et de l'entreposage de longue durée.

Figure 5 : Le triptyque des trois méthodes de gestion des déchets radioactifs et leur complémentarité dynamique



Il convient en conséquence que la loi indique clairement que la transmutation est l'objectif ultime de la gestion des déchets et en tant que tel, constitue un domaine de recherche à part entière dont le financement récurrent doit être assuré.

Une décision de principe de recours au stockage géologique doit également être prise par le Législateur, tout en laissant à l'Exécutif la responsabilité de sa mise en œuvre, dans le cadre d'un calendrier défini par la loi.

Enfin, une décision de principe de recours à l'entreposage de longue durée doit être prise afin que la France progresse à partir de son expérience des entreposages industriels pour disposer des outils pérennes de flexibilité pour la gestion des déchets radioactifs.

1. Une décision de principe prise par la loi pourrait affirmer la séparation transmutation comme l'objectif ultime de la gestion des déchets radioactifs

Une décision de principe concernant le recours à la séparation, préalable indispensable à la transmutation, pourrait être prise par la loi de 2006. En prolongement des résultats substantiels déjà acquis, des objectifs généraux pourraient être fixés, comme par exemple la date de 2015 pour la fin des études complémentaires, notamment celles liées au procédé GANEX de séparation en bloc des actinides mineurs par rapport aux produits de fission. De la même façon, la date de 2025 pourrait être choisie comme objectif d'achèvement des tests relatifs à l'industrialisation. Enfin la date de 2040, qui correspond au renouvellement des installations, pourrait constituer l'objectif de la mise en service opérationnel de la séparation.

S'agissant de la transmutation, les principaux résultats des recherches conduites en application de la loi de 1991 sont, d'une part, que celle-ci est scientifiquement démontrée et, d'autre part, que deux voies sont envisageables pour son application industrielle à l'horizon 2040, à savoir les réacteurs rapides de Génération IV et les réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateurs (ADS).

Les recherches concernant ces deux solutions techniques sont d'une importance critique pour l'approvisionnement énergétique. Les réacteurs de Génération IV devraient de fait multiplier les réserves en uranium, produire des déchets radioactifs ultimes en quantités moindres

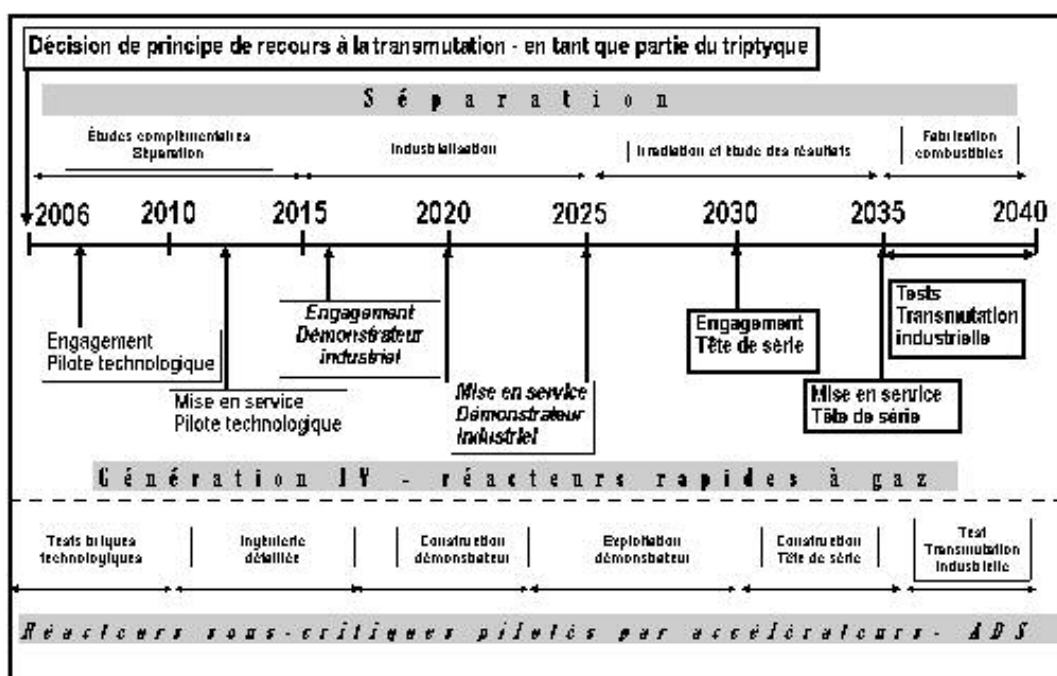
et être utilisables pour transmuter les déchets des réacteurs à eau légère. De leur côté, les systèmes ADS, outre les progrès que leur mise au point permettrait de faire dans différentes techniques, représentent une assurance technologique pour l'incinération des déchets radioactifs.

Génération IV et ADS représentent ainsi l'horizon à long terme du nucléaire dont la loi doit marquer l'importance en fixant une obligation de recherche dans ce domaine, qui soit prioritaire et respectée quelles que soient les autres contraintes d'objectifs et de financement des organismes de recherche, notamment publics.

Outre l'objectif d'une mise en service opérationnel de la transmutation en 2040, des objectifs intermédiaires pourraient être fixés.

La figure suivante présente des estimations de dates pour certaines des étapes du processus pouvant déboucher sur une application industrielle de la transmutation, en prenant l'hypothèse optimiste que les deux voies des réacteurs de Génération IV et des systèmes ADS ne rencontreraient ni d'obstacles techniques compromettant leur faisabilité ni d'obstacles financiers obligeant à abandonner l'une ou l'autre.

Figure 6 : Les objectifs possibles pour la transmutation



En tout état de cause, sous réserve d'un approfondissement, deux dates pourraient constituer des objectifs intermédiaires plausibles, d'une

part la mise en service d'un démonstrateur industriel en 2025 et d'autre part le test à l'échelle industrielle de la transmutation industrielle dans une tête de série en 2035.

2. Une décision de principe de recours au stockage géologique pourrait être affirmée par la loi

2.1. Le stockage géologique est le choix, le plus souvent consacré par la loi, d'un ensemble de pays

Le stockage géologique est une solution technique de gestion des déchets radioactifs que plusieurs pays ont retenue, soit dans la pratique (Suède) soit d'une manière officielle en l'inscrivant dans la loi (Finlande, États-Unis).

La Suisse est favorable au stockage géologique

Adoptée en mars 2003, la nouvelle loi suisse sur l'énergie nucléaire est entrée en vigueur en février 2005, ainsi que son ordonnance d'application.

En prolongement du rejet des deux initiatives « *Moratoire-plus* » et « *Sortir du nucléaire* » de mai 2003, cette loi confirme le rôle de l'énergie nucléaire en Suisse et facilite la construction d'un site de stockage géologique qui devra pouvoir être surveillé pendant une durée étendue et sera maintenu réversible pendant cette même période dans des conditions économiquement raisonnables.

Le stockage géologique a été sélectionné par le Gouvernement suédois

Pour définir sa politique de gestion des déchets radioactifs et des combustibles usés, la Suède, qui ne recourt pas au retraitement, a mis en œuvre une approche pragmatique faisant appel au principe de subsidiarité.

Quatre principes à valeur législative ont été adoptés par le Parlement : les exploitants nucléaires ont la responsabilité de stocker les déchets et les combustibles usés ; les dépenses de stockage doivent être couvertes par une taxe sur la production d'électricité ; la responsabilité

ultime des déchets et des combustibles appartient à l'État ; le stockage de déchets étrangers sur le sol suédois ne peut être qu'exceptionnel.

En application de ces principes et pour mutualiser leurs ressources, les quatre exploitants nucléaires suédois ont fondé la société SKB chargée de prendre en charge, pour leur compte, la gestion et le stockage des déchets et des combustibles

Au-delà des principes validés par le Parlement, la loi sur les activités nucléaires de 1984 définit les règles de sûreté qui doivent être observées dans toutes les activités nucléaires, y compris le stockage des déchets⁸⁴. Cette même loi a introduit l'obligation pour un exploitant nucléaire d'établir et de réaliser un programme de recherche et développement pour le stockage des déchets et des combustibles usés, qui doit être soumis tous les trois ans au Gouvernement.

L'ordonnance sur les activités nucléaires de 1984 désigne le SKI comme l'autorité de sûreté nucléaire nationale, chargée en particulier d'évaluer le programme de recherche. L'approbation et la modification éventuelle de ce programme sont réservées au Gouvernement lui-même.

Tirant les conséquences des programmes de R&D successifs, SKI a édicté en 2002 une règle de sûreté à long terme concernant le stockage de combustibles usés et de déchets radioactifs, qui traite notamment des exigences qualitatives du système multibarrières et de l'échelle de temps pour l'évaluation de sûreté⁸⁵.

Au total, l'intervention du Parlement suédois pour le recours au stockage géologique s'est consacrée à l'énoncé de principes généraux et au vote d'une loi sur la sûreté des activités nucléaires. Le choix du stockage géologique émanera donc du Gouvernement sur proposition de SKB et après évaluation de l'autorité de sûreté SKI.

⁸⁴ L'autre loi fondamentale suédoise sur l'énergie nucléaire est la loi de 1998 sur la protection contre les rayonnements ionisants.

⁸⁵ L'évaluation de sûreté doit porter sur l'intervalle de temps pendant lequel des barrières de confinement sont nécessaires pour isoler les radioéléments ou en retarder la dispersion, et en tout état de cause pour au moins 10 000 ans.

Le stockage géologique est le choix, opéré par la loi, de la Finlande

En Finlande, dès 1983, la loi sur l'énergie nucléaire a décidé un programme de recherche sur la gestion des déchets radioactifs et fixé à l'année 2000, ultérieurement reportée à 2001, la date ultime d'une décision pratique sur la construction d'un site de stockage souterrain.

La raison de ce choix est « *l'intérêt supérieur de la société finlandaise* »⁸⁶, suivant lequel « *on ne peut reporter la résolution du problème des déchets radioactifs sur les générations suivantes* »⁸⁷.

La Belgique a adopté une démarche prudente qui n'exclut pas le stockage géologique

La Belgique est encore à la recherche de solutions définitives pour l'ensemble des déchets, de faible, moyenne ou haute activité.

Une démarche prudente a été adoptée avec comme premier objectif la construction d'un centre de stockage définitif pour les déchets radioactifs de faible activité, qui n'a pas encore débouché sur une réalisation concrète mais était en bonne voie, fin 2004, sur la commune de Dessel.

S'agissant des déchets radioactifs de haute activité, la Belgique est très avancée dans la connaissance des propriétés de la couche d'argile profonde de Mol, au demeurant localisée et étudiée au moyen d'un laboratoire souterrain.

La réalisation d'un stockage souterrain n'est pas encore décidée.

Le recours au stockage géologique aux États-Unis est prévu par la loi

Les États-Unis, pour leur part, ont à la fois construit le premier stockage géologique en service dans le monde, le WIPP, (Waste Isolation Pilot Plant) pour les déchets transuraniens de faible activité d'origine militaire et opté pour le stockage géologique pour les combustibles usés.

⁸⁶ suivant la traduction anglaise de la loi : « *for overall good of society* ».

⁸⁷ Entretien avec le Député Mikko IMMONEN, Helsinki, 3 novembre 2003.

C'est en 1979 que le Congrès des États-Unis a décidé la création du WIPP, dont la construction a commencé en 1982 près de Carlsbad, au Nouveau Mexique, à 655 mètres de profondeur, dans une couche de sel. Au préalable, en 1957, l'Académie nationale des sciences américaine avait jugé que le sel était l'option la plus prometteuse pour le stockage des déchets radioactifs, notamment en raison de l'absence totale d'eau dans un tel milieu. Selon la loi, le WIPP accueille des déchets militaires transuraniens de faible activité mais de longue durée de vie, pour un total défini au départ. Ces déchets proviennent d'activités de retraitement de matières nucléaires, de fabrication ou démantèlement d'armes atomiques, réalisées dans 15 à 20 installations nucléaires militaires, réparties sur tout le territoire des États-Unis.

C'est encore la loi qui a décidé aux États-Unis le stockage géologique des combustibles usés.

La loi de 1982 sur les déchets radioactifs, NWPA (Nuclear Waste Policy Act) a pour objet « *d'encourager le développement de stockages pour les déchets de haute activité et les combustibles usés, d'établir un programme de recherche, de développement et démonstration concernant le stockage de ces matières et de favoriser d'autres objectifs* ». Le titre II de la même loi autorise le Secrétaire à l'énergie à accorder des crédits à la construction, l'exploitation et la maintenance d'un laboratoire d'étude du stockage souterrain.

En application de cette loi, le DOE a élaboré des principes généraux publiés en 1984 sur les critères de choix de sites de stockage candidats. Puis le secrétaire à l'énergie a établi une première liste de 5 sites sur la base de ces principes et ultérieurement recommandé les trois sites de Deaf County au Texas, de Hanford dans l'État de Washington et de Yucca Mountain au Nevada⁸⁸. Devant l'escalade des coûts et des délais, le Congrès des États-Unis, par amendement à la loi sur les déchets, a spécifié au Département de l'énergie (DOE) chargé de mettre en place une solution pratique, de limiter les études de caractérisation au seul site de Yucca Mountain. En définitive, c'est en 2002 que le Secrétaire à l'énergie a proposé le choix de Yucca Mountain au Président Bush, choix approuvé par le Congrès qui a, par ailleurs, écarté le veto de l'État du Nevada à une écrasante majorité.

⁸⁸ Service nucléaire de l'ambassade de France à Washington, juillet 2004.

L'option du stockage géologique est confirmée en Allemagne

Si la loi sur l'énergie atomique en Allemagne, dont la première version date de 1959, a été amendée à plusieurs reprises, en particulier par la loi du 26 avril 2002 sur « *le retrait programmé de l'électronucléaire commercial* », l'option initiale du stockage géologique n'a jamais été remise en cause.

En réalité, pour la loi allemande, tous les déchets radioactifs, quelles que soient leur activité et leur durée de vie, doivent être stockés dans des formations géologiques profondes. Alors que les producteurs de déchets ont la responsabilité de toutes les autres opérations du cycle du combustible, c'est le Gouvernement fédéral qui a la charge du stockage.

Le retraitement des combustibles usés étant interdit à partir de juillet 2005, le choix du stockage concernera également les combustibles irradiés qui seront déchargés des centrales et non retraités à partir de cette date et jusqu'en 2030-2032, date de l'arrêt de la dernière centrale allemande selon l'accord de juin 2000 passé avec l'industrie.

Pour toute la gamme des déchets radioactifs ainsi que pour les combustibles irradiés, l'Allemagne souligne ainsi les avantages décisifs du stockage géologique. Le ministère de l'environnement, qui a autorité en matière de sûreté nucléaire, entend même réaliser un site de stockage unique rassemblant toutes les catégories de déchets radioactifs et les combustibles usés mais cette orientation est controversée notamment par les exploitants nucléaires.

2.2. Les décisions d'acceptation locale d'un stockage relèvent d'instances élues, dans la quasi-totalité des pays

En Suède, les municipalités ont une tradition d'indépendance bien ancrée dans l'histoire. Mais, une dialectique subtile s'est établie entre celles-ci et l'intérêt national. Seules deux communes, Malå et Storuman, dans le nord de la Suède, parmi les 8 sélectionnées, ont refusé de continuer à participer au processus d'étude de faisabilité d'un stockage⁸⁹. Mais ce refus est attribué à la précipitation et à l'absence

⁸⁹ Le mécanisme du référendum municipal est en Suède original : 5 % des électeurs peuvent demander son organisation mais le conseil municipal n'est pas tenu de l'organiser.

d'information et de concertation avec les populations locales, qui caractérisait la démarche d'alors.

La législation finlandaise n'ayant pas prévu de référendum local, c'est le conseil municipal d'Eurajoki (5 800 habitants), commune sur le territoire de laquelle se trouve le site sélectionné d'Olkiluoto, qui a, localement pris la décision d'acceptation, après un vote de 20 voix pour et 7 voix contre. Le conseil municipal de la ville voisine de Rauma (37 000 habitants) a, pour sa part, donné un avis favorable à l'unanimité.

S'agissant de la création d'un laboratoire souterrain en France, la loi du 30 décembre 1991 a prévu, dans son article 6, que « *tout projet d'installation d'un laboratoire souterrain donne lieu, avant tout engagement de travaux de recherches préliminaires, à une concertation avec les élus et les populations des sites concernés, dans des conditions fixées par décret* ». Selon les dispositions du décret n° 93-940 du 16 juillet 1993, en parallèle à l'enquête publique, les conseils régionaux, généraux et municipaux concernés ont été consultés pour avis. Les résultats de l'enquête publique et des consultations des collectivités locales ont fait partie du dossier relatif à la demande d'autorisation.

Il semble que cette procédure de consultation pour avis, à la fois des populations et des élus locaux, ait fonctionné d'une manière satisfaisante pour l'installation du laboratoire souterrain.

La réforme de la décentralisation est-elle de nature à introduire de nouvelles modalités de consultation de la population ?

Un référendum local peut être organisé par l'assemblée délibérante d'une collectivité territoriale⁹⁰ sur tout projet de délibération tendant à régler une affaire de la compétence de cette collectivité⁹¹. Peut-on considérer que la question des déchets radioactifs est de la compétence des collectivités territoriales ? Il ne le semble pas.

En effet, le principe de la subsidiarité ayant été expressément visé par la réforme constitutionnelle de la décentralisation, les compétences des collectivités territoriales sont celles qui peuvent le mieux être mises en œuvre à leur échelon. Ce qui n'est pas le cas pour

⁹⁰ Selon l'article 72 de la Constitution, les collectivités territoriales de la République sont les communes, les départements, les régions, les collectivités à statut particulier et les collectivités d'outre-mer régies par l'article 74.

⁹¹ Loi organique n° 2003-705 du 1^{er} août 2003 relative au référendum local.

les déchets radioactifs. Non seulement les déchets radioactifs sont issus d'activités nationales de production d'électricité et de recherche, mais leur gestion n'est optimale qu'au niveau national.

Comme ce fut le cas pour le projet de laboratoire, il revient aux conseils élus des collectivités territoriales de se prononcer, le cas échéant, sur un éventuel projet de construction d'un site de stockage dans la couche d'argile de Bure.

2.3. Le Parlement pourrait prendre une décision de principe de recours au stockage géologique, le Gouvernement devant se prononcer au plus tard en 2016 sur une éventuelle demande d'autorisation de construction d'un site de stockage

La politique suivie par la Finlande pour la mise en place d'un stockage géologique constitue un exemple qu'il convient d'examiner avant de formuler des propositions pour la France.

Selon la procédure finlandaise, le Gouvernement a pris la décision de principe du recours au stockage géologique en décembre 2000. Mais cette décision a été ratifiée par le Parlement⁹² en 16 mai 2001, par 159 voix pour et 3 voix contre.

Selon cette décision, c'est au Gouvernement qu'il appartient de conduire la procédure à son terme sur la base d'un calendrier prévisionnel annexé à la décision de principe⁹³. Certes le rapport de sûreté détaillé relatif au site de stockage géologique d'Olkiluoto devra être transmis au Parlement. Mais l'autorisation de construction et d'exploitation appartiendra entièrement au Gouvernement, qui n'aura ni à consulter le Parlement ni à recueillir son accord.

Ce type de procédure respecte la séparation des pouvoirs mais un calendrier indicatif a également été adopté par le Parlement, fixant à 2012 au plus tôt la date de l'autorisation de construction mais prévoyant l'entrée en service du stockage en 2020.

⁹² « *Eduskunta* » en finnois.

⁹³ Rappel des dates déjà citées au premier chapitre : la première étape est la construction d'un laboratoire de caractérisation intitulé Onkalo, sur le site même d'Olkiluoto, à partir de 2004, qui servira à conduire des recherches in situ sur la période 2004-2010. La construction d'une usine de conteneurisation et du stockage lui-même est prévue sur la période 2010-2020. L'entrée en service du site est prévue pour 2020.

La France, pour sa part, en faisant le choix du retraitement-recyclage des combustibles usés, a posé les bases indispensables de la transmutation. Il apparaît toutefois d'abord que des délais importants sont nécessaires pour sa mise au point et son industrialisation, ensuite que des résidus ultimes résulteront encore de la transmutation, et enfin, que la sûreté à long terme de l'entreposage de longue durée est inférieure à celle du stockage géologique.

Les connaissances acquises grâce à la loi de 1991 possèdent bien entendu des limites et des insuffisances. Mais il est acquis que des recherches complémentaires, même conduites sur des décennies avec des moyens illimités, ne seraient pas de nature à remettre en cause le constat que le stockage géologique est indispensable en dernière analyse, comme refuge ultime des déchets éventuellement transmutés.

La loi doit donc prendre acte en 2006 de ce constat scientifique et prendre une décision de principe de recours au stockage réversible en formation géologique profonde.

Dans le respect de la séparation des pouvoirs et notamment des prérogatives de l'autorité de sûreté nucléaire, le choix du site incombe naturellement au Gouvernement.

Il reviendrait toutefois à la loi d'esquisser un calendrier souhaitable pour cette décision.

Une première condition est la réalisation d'un programme de recherche in situ à Bure aussi complet que possible.

Les durées d'expériences requises in situ à Bure seront insuffisantes fin 2005 compte tenu des retards. Mais, compte tenu des moyens modernes de modélisation et de simulation numérique, il serait inutile d'attendre des décennies pour jauger des résultats d'expérimentation de phénomènes très lents comme la migration de radioéléments dans une roche imperméable et à fort effet d'adsorption comme l'argile. Une période de 5 ans, à compter de 2006, d'expérimentation supplémentaires conduites en parallèle avec la réalisation d'un dossier de sûreté permettrait au Gouvernement d'autoriser éventuellement l'ANDRA en 2011 à déposer auprès de l'autorité de sûreté, une demande d'autorisation de construction d'un stockage dans la couche d'argile de Bure. L'ANDRA ayant commencé ses recherches sur l'argile à Mol en 1992, la période de 15 années de

recherche prescrite par la loi du 30 décembre 1991 serait non seulement satisfaite mais dépassée.

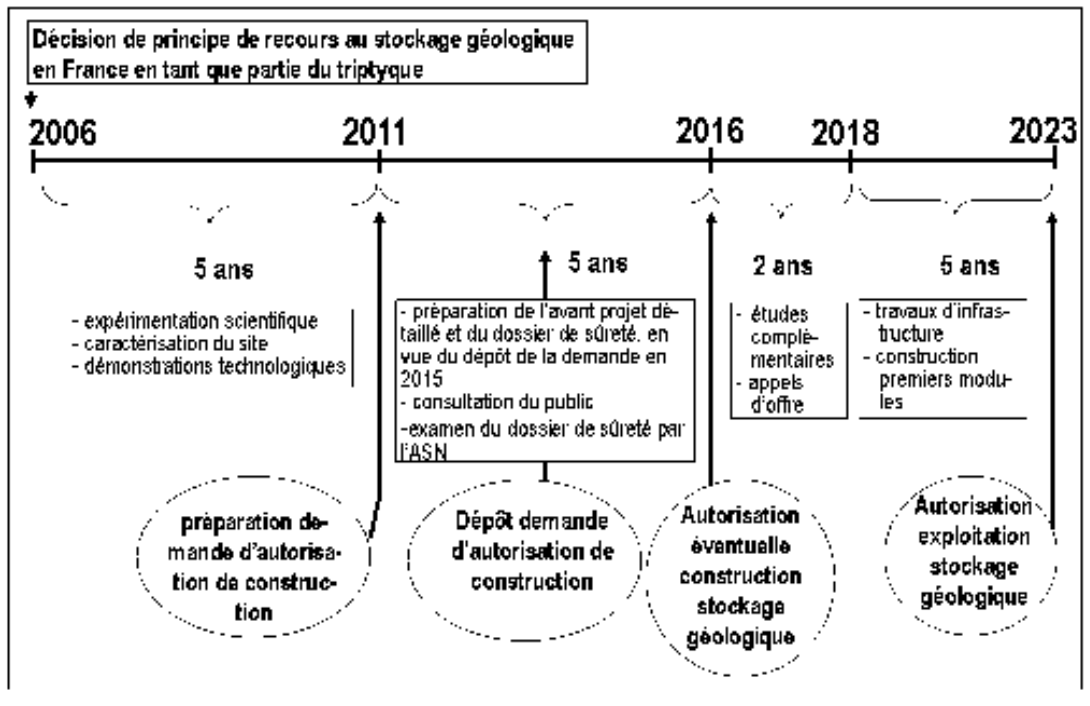
Compte tenu des délais de consultation du public et d'instruction du dossier de l'ANDRA, l'objectif pourrait être fixé d'une décision du Gouvernement sur la construction du site de stockage au plus tard en 2016.

Dans l'hypothèse d'une autorisation, deux années devant être prévues pour d'éventuelles études complémentaires, pour l'organisation et le dépouillement des appels d'offres, le premier coup de pioche pourrait intervenir en 2018, pour un accueil des premiers colis de déchets vers 2023.

En tout état de cause, la décision de principe du Parlement laisserait place à des décisions de l'exécutif, avec au moins trois dates importantes :

- 2011 pour l'autorisation donnée à l'ANDRA de préparer un dossier de demande d'autorisation
- 2016 pour l'autorisation de construction et
- 2023 pour l'autorisation d'exploitation (voir schéma ci-après).

Figure 7 : Calendrier indicatif des décisions pour un site de stockage



Entre-temps, la construction d'un entreposage de longue durée en sub-surface aurait pu être commencée sinon menée à bien. De même, des projets auraient pu être finalisés pour la transmutation, notamment dans le domaine des systèmes dédiés de type ADS. Par ailleurs, 15 années auraient été effectivement consacrées à la recherche sur le laboratoire de Meuse / Haute-Marne, comme pour les axes de recherche n° 1 et n° 3.

Ainsi, le parallélisme des démarches sur les trois axes, qui est appelé de leurs vœux par les élus de la Haute-Marne et de la Meuse, serait consacré, non seulement comme il l'a été pour la recherche mais pour les réalisations pratiques.

3. Le recours à l'entreposage de longue durée pourrait être une obligation inscrite dans la loi et assortie de la réalisation d'un site en surface ou en sub-surface

« La nécessité de concevoir puis de construire des installations d'entreposage de longue durée s'avère impérieuse » : telle était l'une des conclusions du rapport de mai 2001 de l'Office parlementaire sur les

possibilités d'entreposage à long terme de combustibles nucléaires irradiés⁹⁴.

Pour assumer ses responsabilités vis-à-vis des générations futures, la France doit impérativement disposer de l'entreposage de longue durée qui seule permettra la flexibilité indispensable de la gestion des combustibles usés, retraités ou non retraités et des déchets radioactifs.

En effet, d'une part, la réalisation d'un tel équipement permettrait de tester en vraie grandeur les concepts issus des recherches du CEA sur l'axe 3 de la loi du 30 décembre 1991.

D'autre part, son exploitation permettrait un entreposage centralisé des déchets de moyenne activité, y compris ceux des opérations de démantèlement et d'assainissement de sites anciennement nucléarisés.

Enfin, une telle installation permettrait également d'entreposer à long terme les combustibles UOx en attente de retraitement et les combustibles MOX usés. S'agissant des combustibles classiques UOx, EDF a indiqué qu'ils ont tous vocation à être retraités⁹⁵, mais les délais correspondants pourraient être importants si les besoins d'EDF en plutonium pour la fabrication du MOX ne croissaient pas rapidement. S'agissant des MOX usés, les tests des techniques de retraitement sont concluants d'après AREVA, mais le délai de refroidissement, de l'ordre de 60 à 80 ans, est supérieur à la durée de vie des entreposages industriels.

Il convient en conséquence de prévoir l'engorgement éventuel des installations actuelles d'entreposage industriel en créant des capacités supplémentaires qu'il serait judicieux de construire sous forme d'entreposage à long terme.

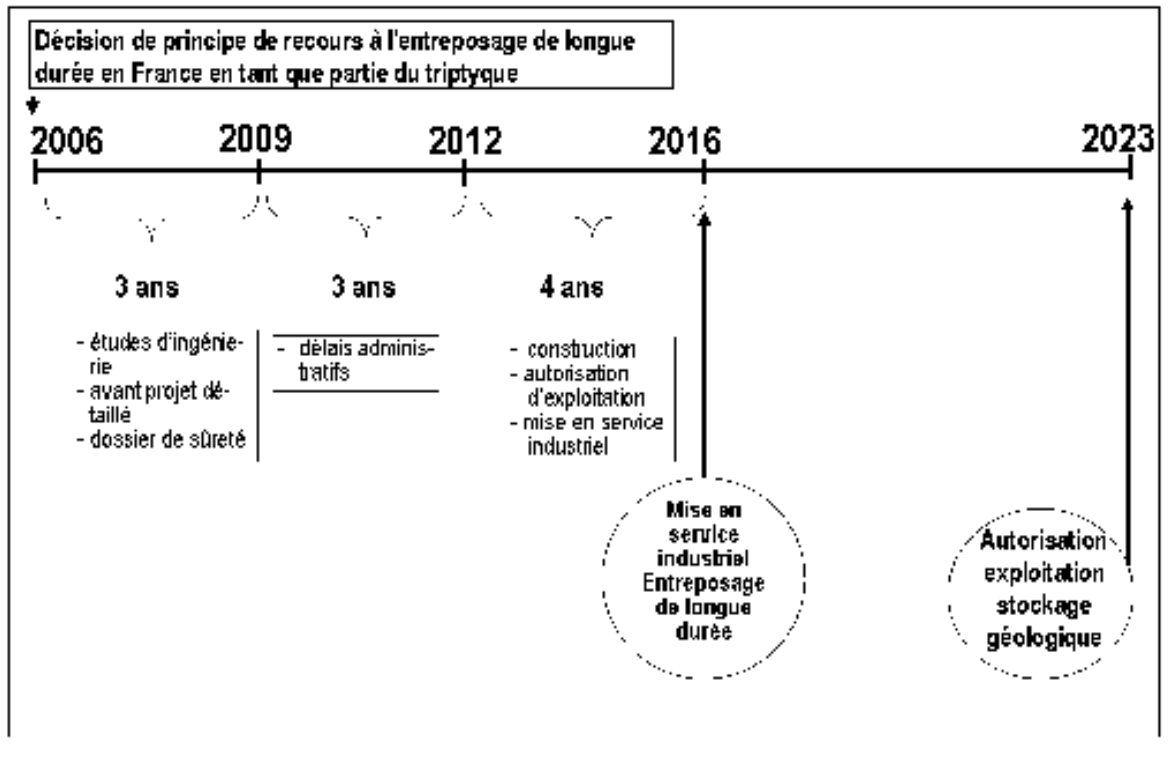
La Suisse, avec son centre d'entreposage du ZWILAG, a donné l'exemple d'une installation de surface dont la durée de vie devrait facilement dépasser 50 ans.

⁹⁴ Les possibilités d'entreposage à long terme de combustibles nucléaires irradiés, par M. Christina BATAILLE, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 3101, Sénat n° 347, Paris, mai 2001.

⁹⁵ Bernard DUPRAZ, Directeur général délégué – production, ingénierie, audition publique du 20 janvier 2005.

En tout état de cause, il paraît nécessaire de réaliser un entreposage de longue durée, dans un délai relativement court, comme l'autorise le bon avancement des études préliminaires conduites par le CEA (voir figure ci-après).

Figure 8 : Calendrier indicatif de la réalisation d'un entreposage de longue durée

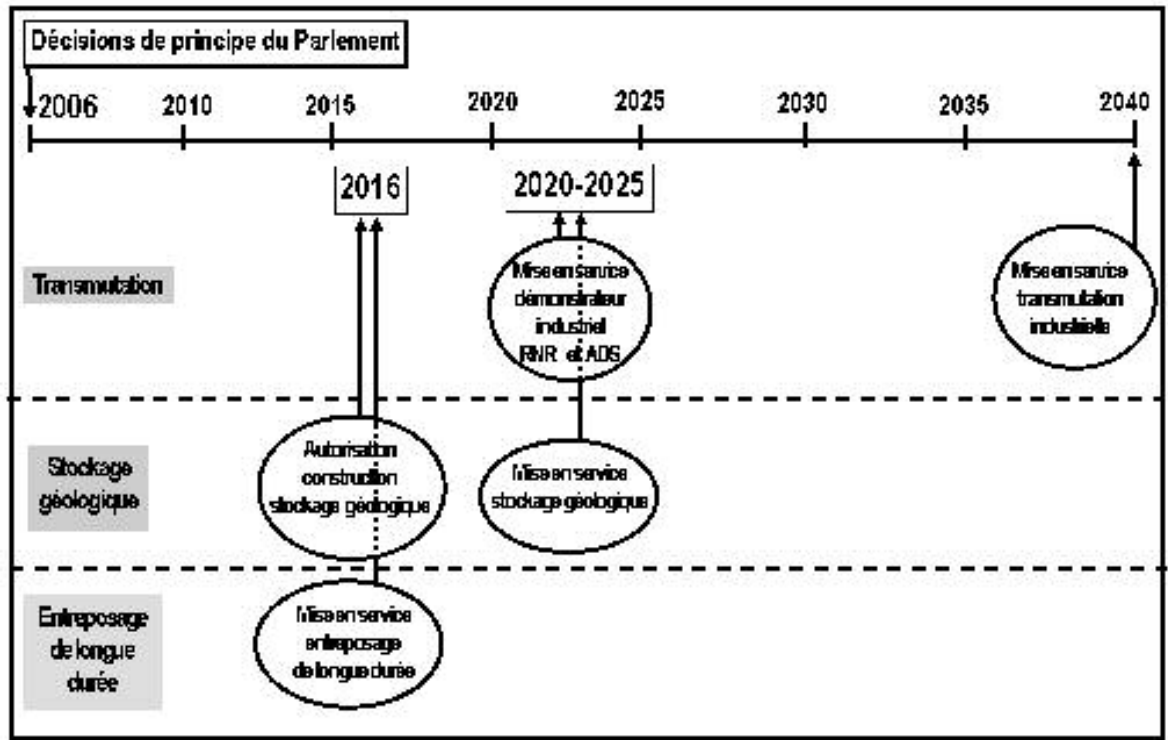


À l'instar des choix faits dans des pays comme la Finlande ou la Suède, il faut donc envisager la réalisation de cet entreposage centralisé de surface ou de sub-surface à l'intérieur d'un site comprenant déjà des installations nucléaires de base, en remplacement d'une ou plusieurs d'entre elles après leur déclassement. Le choix du site devrait également être fait de manière à réduire les transports au maximum.

C'est pourquoi la loi pourrait inscrire l'obligation de réaliser une installation d'entreposage de longue durée polyvalente, en surface ou en sub-surface, pour une mise en service en 2016 au plus tard, installation capable d'accueillir un ensemble diversifié de colis de déchets avant la mise en œuvre de la solution définitive les concernant.

Les grandes dates de la gestion des déchets radioactifs, visées par la loi de 2006 en tant qu'objectifs attachés aux décisions de principe du Gouvernement sont indiquées sur la figure suivante.

Figure 9 : Les grandes dates de la gestion des déchets radioactifs, objectifs fixés par la loi de 2006



V.- LA LOGIQUE D'ENSEMBLE : LE PLAN NATIONAL DE GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS ET DES MATIERES VALORISABLES (PNGDR-MV), CADRE GENERAL INDISPENSABLE, DEVRAIT ETRE CONSACRE PAR LA LOI

En mars 2000, l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques proposait aux pouvoirs publics d'étudier la faisabilité d'un plan national de gestion des déchets radioactifs.

L'objectif était de faire apparaître notamment les volumes en jeu ainsi que les responsabilités des différents exploitants nucléaires et de fixer des objectifs qui intègrent les résultats des recherches conduites en application de la loi du 30 décembre 1991.

Cinq ans plus tard, l'autorité de sûreté nucléaire, la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, est parvenue à mettre au point une version aboutie d'un Plan national de gestion des déchets radioactifs (PNGDR), qui résulte de travaux réalisés en interne et de réunions d'un groupe de travail rassemblant les représentants des pouvoirs publics, des producteurs de déchets radioactifs de tous types et de plusieurs associations de protection de l'environnement.

L'élaboration et l'application d'un plan national de gestion des déchets radioactifs répondent à un engagement international de la France et à une nécessité d'exhaustivité et de cohérence dans la gestion des déchets radioactifs dans notre pays.

Afin de ne pas laisser de zone d'ombre dans la gestion des déchets radioactifs, il semble nécessaire d'élargir le champ d'application du PNGDR aux matières valorisables, ce qui conduit à proposer la mise en place du PNGDR-MV, dont la base est constituée par l'inventaire national des déchets radioactifs et des matières valorisables publié par l'ANDRA fin 2004.

Le plan national PNGDR-MV devra permettre d'apporter une solution de gestion spécifique pour les différents cas non traités par la loi du 30 décembre 1991.

En tout état de cause, il conviendrait que le plan national de gestion de déchets radioactifs PNGDR-MV, une fois finalisé, soit annexé à la loi de 2006 sur la gestion des déchets radioactifs.

1. Le PNGDR-MV répond à une obligation internationale et à une nécessité nationale d'exhaustivité et de cohérence

La France est, depuis juin 2001, partie contractante à la convention jointe sur la sûreté de la gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs, adoptée en 1997 dans le cadre de l'AIEA.

La France doit donc se conformer à l'article 19, selon lequel *« chaque partie contractante doit établir et maintenir à jour un dispositif législatif et réglementaire encadrant la sûreté de la gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs »*.

La mise en œuvre d'un plan national de gestion des déchets radioactifs correspondrait ainsi à une mise en conformité de notre situation avec notre engagement vis-à-vis des autres parties contractantes, parmi lesquelles figurent les pays industrialisés possédant un parc nucléaire, y compris les États-Unis.

Le PNGDR-MV répondrait également à un souci de cohérence dans la démarche des pouvoirs publics.

Des solutions de gestion définitives sont déjà opérationnelles pour les déchets de faible ou moyenne activité à vie courte et pour les déchets de très faible activité, grâce aux réalisations mises en place par l'ANDRA à Soulaines-Dhuys et Morvilliers dans l'Aube, soit pour 90 % des volumes.

La loi du 30 décembre 1991 porte sur la recherche de solutions de gestion pour les déchets de haute activité à vie longue⁹⁶. résultant de la loi du 30 décembre 1991.

D'après l'inventaire national des déchets, au 31 décembre 2002, les déchets de haute activité à vie longue HAVL représentaient certes 96 % de la radioactivité totale des déchets mais 0,2 % seulement de leur

⁹⁶ D'après l'inventaire national des déchets, au 31 décembre 2002, les déchets de haute activité à vie longue HAVL représentaient certes 96 % de la radioactivité totale des déchets mais, avec 1639 m³, 0,2 % seulement de leur volume total (978 098 m³).

volume total. Ce volume n'est que 1639 m³, soit un cube de moins de 12 m de côté, sur un total de 978 098 m³.

Des solutions doivent donc non seulement être recherchées pour l'ensemble des déchets radioactifs mais aussi pour différentes matières valorisables dont les délais de recyclage sont soit longs soit encore indéterminés.

Après que l'ANDRA a réalisé, en collaboration avec les producteurs de déchets, l'inventaire national des déchets radioactifs et des matières revalorisables publié fin 2004, il convient, une fois le constat réalisé, de répondre à la question suivante : quelles modalités pratiques de gestion satisfaisantes sur le plan de la sûreté sont-elles mises en place ou doivent-elles être développées ?

Enfin, le PNGDR-MV s'impose dans le cadre d'une approche exhaustive de la gestion des déchets radioactifs et des combustibles usés, la seule possible au regard de la sûreté.

2. Le PNGDR-MV devrait apporter des solutions pour l'ensemble des déchets radioactifs et des matières valorisables

On ne saurait dans le cadre du présent rapport aborder tous les types de déchets radioactifs et définir pour chacun la filière de gestion appropriée. Ce travail est précisément entrepris par la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

Il paraît toutefois nécessaire d'insister sur le cas des combustibles irradiés non retraités et des MOX usés, ainsi que celui des déchets de moyenne ou faible activité à vie longue.

2.1. Les combustibles usés non retraités ou recyclables à très long terme devraient recevoir une solution de stockage ou d'entreposage de longue durée

Dans son rapport de mai 2001⁹⁷, l'Office notait que « *des centrales d'EDF sortent désormais chaque année, 1050 tonnes de*

⁹⁷ Les possibilités d'entreposage à long terme de combustibles nucléaires irradiés, par M. Christian BATAILLE, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale, n° 3101, Sénat n° 347, mai 2001.

combustibles UO2 irradiés et 100 tonnes de combustibles MOX irradiés ».

Sur les 1050 tonnes de combustibles UO2 déchargées annuellement, 200 tonnes n'ont pas vocation à être retraitées après les 4 années de refroidissement indispensables et sont donc entreposées pour une plus longue durée dans les piscines de La Hague. Les 100 tonnes de MOX y sont également entreposées pour refroidissement pour une durée de 60 à 80 ans.

Lors des auditions publiques organisées par vos Rapporteurs en janvier et février 2005, EDF a fait connaître son intention de retraiter la totalité de ses combustibles irradiés à l'oxyde d'uranium, de même qu'à terme ses combustibles MOX.

Le PNGDR-MV devrait permettre de préciser les calendriers retenus par EDF et d'organiser dans le temps la répartition entre les entreposages industriels et l'entreposage de longue durée.

2.2. Le cas déchets de moyenne activité à vie longue devrait être traité en toute transparence

En France, les déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL) sont en attente d'une solution. Or ils représentent une catégorie importante de déchets, par leur volume (4,6 % du volume total des déchets), par leur radioactivité d'ensemble (3,9 % de la radioactivité totale), par leur type de radioactivité (le plus souvent alpha, bêta et gamma mélangées⁹⁸) et par leur décroissance radioactive le plus souvent très lente. Ils se distinguent des déchets de haute activité par leur activité massique de l'ordre de 100 000 à 100 000 000 becquerels par gramme, contre environ une dizaine de milliards de becquerels par gramme pour les déchets de haute activité.

⁹⁸ Le rayonnement alpha, composé de noyaux d'hélium, est dangereux car très ionisant mais on peut s'en protéger aisément car il est peu pénétrant. Le rayonnement bêta, composé d'électrons, est moins ionisant que le rayonnement alpha mais plus pénétrant. Le rayonnement gamma, composé de photons de haute énergie, est le plus pénétrant des trois.

Issus pour la plupart des opérations de retraitement, les déchets MA-VL représentaient fin 2002, un volume de 45 359 m³ qui devrait atteindre 54 509 m³ en 2020⁹⁹, soit un cube de 38 m de côté.

Ainsi que l'indique son article 4, les recherches de la loi du 30 décembre 1991 portent sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, et leur stockage réversible dans des formations géologiques profondes.

Techniquement, un centre de stockage géologique qualifié pour les déchets de haute activité à vie longue le serait également pour les déchets de moyenne activité à vie longue.

Mais cette question doit être traitée en toute transparence.

En tout état de cause, pour garantir la réversibilité d'un stockage construit en priorité pour les déchets de haute activité à vie longue (HA-VL), il ne faudrait pas le combler avec un volume important de déchets de moyenne activité, qui ne représentent que 4 % de la radioactivité du total des déchets, contre 96 % pour les déchets HA-VL.

Dans l'intervalle qui nous sépare d'une solution à très long terme, un entreposage de longue durée pourrait présenter des avantages, à la fois pour les centraliser et pour disposer du temps nécessaire à la mise en place d'une solution définitive¹⁰⁰.

⁹⁹ Selon le modèle d'inventaire de l'ANDRA, le nombre total de colis de déchets de moyenne activité à vie longue atteindra 192 872, en cumulé sur 40 ans. Les colis de boues bitumées compteront pour 103 492 (54 % du total), les déchets cimentés⁹⁹ pour 35 282 (18 %), les déchets en vrac dans des conteneurs pour 11 760 (5 %), les conteneurs inox CDS-C pour les coques et embouts pour 42 338 (22 %).

¹⁰⁰ La Suède a fait le choix du stockage définitif en sub-surface pour ses déchets de moyenne ou faible activité actuels (FMA-VC), qui sont stockés dans le centre SFR-1, un centre de stockage en sub-surface, qui se situe à proximité de la centrale nucléaire de Forsmark, à 60 m sous le fond de la mer et à 1 km de la côte, qui comprend des galeries horizontales pour les déchets de faible activité et un silo vertical pour les déchets de moyenne activité. Pour les déchets de moyenne activité qui proviendront du démantèlement des centrales nucléaires, il en sera de même puisque ces déchets seront stockés dans une extension du même centre SFR-1. Le stockage en sub-surface des déchets de moyenne activité en Suède n'est possible que parce qu'il s'agit de déchets à vie courte. Si elle n'est que de quelques dizaines de mètres, l'épaisseur de la barrière géologique n'est pas suffisante pour garantir le confinement à très longue échéance de déchets à vie longue.

2.3. Le PNGDR-MV pourrait aussi apporter une solution de gestion pour les déchets de faible activité à vie longue.

Pour leur part, les déchets de faible activité à vie longue (FA-VL), qui sont essentiellement des déchets graphite issus des anciennes centrales uranium graphite gaz et des déchets radifères provenant de procédés ou de l'assainissement de sites, représentaient fin 2002 un volume de 44 559 m³, qui devrait monter à 87 431 m³ en 2020.

Du fait de leur faible activité massique, qui est de l'ordre de quelques milliers de becquerels par gramme, les déchets FA-VL relèvent sans doute d'une solution relativement simple, comme un stockage à quelques mètres de profondeur sous le sol argileux, par exemple, d'un site de surface.

3. Le PNGDR-MV pourrait se voir conférer une valeur impérative par la loi de 2006

Au terme de son élaboration, qui devrait s'achever avant la fin 2005, le plan national de gestion des déchets radioactifs et des matières valorisables (PNGDR-MV) devrait fixer les grandes lignes des solutions de gestion pour chaque catégorie de déchets.

Pour constituer un outil efficace vis-à-vis des producteurs de déchets, le plan national de gestion des déchets radioactifs doit avoir une valeur impérative.

En conséquence, il sera nécessaire de le rattacher d'une manière ou d'une autre au projet de loi de 2006.

Le PNGDR-MV pourrait ainsi constituer une annexe du projet de loi de 2006, visée par un article spécifique indiquant que « *les orientations du plan national de gestion des déchets radioactifs figurant en annexe sont approuvées* ».

VI.- LE FINANCEMENT : LA GARANTIE A TRES LONG TERME DU FINANCEMENT DE LA RECHERCHE ET DE LA GESTION INDUSTRIELLE DES DECHETS RADIOACTIFS POURRAIT ETRE RENFORCEE PAR LA CREATION D'UN FONDS DEDIE

Le nouveau statut de société anonyme d'EDF, principal producteur de déchets radioactifs en France¹⁰¹, oblige à réexaminer les modalités de financement des recherches sur la gestion à très long terme des déchets radioactifs ainsi que sur la gestion industrielle de ces derniers et à mettre en place une transition du système actuel de provisions au bilan de l'entreprise vers un dispositif pérenne et indépendant qui garantisse les financements sur très longue période.

De nombreux pays, européens ou américain, ont déjà mis en place des solutions de gestion, dont les avantages en termes de pérennité l'emportent largement sur la situation française actuelle.

1. Les mécanismes finlandais ou suédois, sinon américain, de fonds dédiés sont mieux adaptés que le système français de provisions et d'actifs dédiés

L'industrie nucléaire est une industrie de la longue durée, tant pour les réacteurs électronucléaires que pour le cycle du combustible et la gestion des déchets radioactifs.

L'industrie nucléaire a véritablement débuté dans notre pays en 1959, avec la mise en service à cette date et à Marcoule des premières piles atomiques, G2 et G3. Les plus modernes des réacteurs du parc électronucléaire d'EDF devraient parvenir en fin d'exploitation vers 2040¹⁰². Une fois arrêtés, les réacteurs ne pourront commencer à être démantelés que 10 ans après l'arrêt, ce qui repousse à la deuxième moitié du XXIème siècle le démantèlement de réacteurs comme ceux de Chooz-B ou de Civaux¹⁰³.

¹⁰¹ La part d'EDF dans le total des déchets radioactifs en stock en France fin 2002 était de 65 % du total, dont 84 % des déchets HA-VL, 62 % des déchets MA-VL, 24 % des déchets FA-VL, 70 % 38 % des déchets TFA.

¹⁰² La durée de vie des centrales nucléaires actuellement en service est de 40 ans à la conception et pourrait dépasser 50 ans dans certains cas.

¹⁰³ Le choix d'aujourd'hui celui du démantèlement rapide, c'est-à-dire commençant 10 années après l'arrêt du réacteur, contrairement aux options précédentes consistant à

Le cycle du combustible lui-même s'étend sur des durées importantes.

Les combustibles nucléaires, qui demeurent de 3 à 4 ans en réacteur, passent ensuite environ 4 ans en piscine avant d'être retraités.

Compte tenu de leur charge thermique, les colis de déchets vitrifiés issus du retraitement ne semblent pas pouvoir être stockés en formation géologique profonde avant au moins 40 ans.

Ainsi qu'on l'a vu précédemment, un éventuel site de stockage géologique ne semble pas pouvoir entrer en service avant 2025. Par ailleurs, les derniers combustibles seront déchargés des réacteurs N4 vers 2040. Compte tenu des délais de refroidissement, les colis des verres correspondants ne seraient pas stockés avant la fin du siècle.

Depuis longtemps, la longue durée est en compte par les exploitants nucléaires, qui, en France, constituent des provisions dans leurs comptes, pour faire face aux dépenses futures de démantèlement et de gestion de leurs combustibles usés (retraitement) et de leurs déchets radioactifs (stockage)¹⁰⁴.

Les pratiques des exploitants nucléaires sont toutefois très variables à cet égard. En dépit des difficultés méthodologiques des évaluations, la situation actuelle de couverture des charges futures ne peut être considérée comme satisfaisante, notamment au regard des solutions adoptées par certains pays.

1.1. Les niveaux de provisions sont très variables selon les exploitants

La couverture actuelle des charges futures de démantèlement et de fin de cycle du combustible est variable selon les exploitants nucléaires, tant en ce qui concerne les niveaux atteints que les pratiques financières retenues¹⁰⁵.

attendre de 25 à 50 ans pour bénéficier de la décroissance radioactive des matériaux contaminés.

¹⁰⁴ La Cour des comptes évalue le poids des charges futures sur le coût de l'électricité produite à 3,3 € / MWh, soit environ 10 % du coût total de production (30 € / MWh).

¹⁰⁵ Le démantèlement des installations nucléaires et la gestion des déchets radioactifs, Rapport public particulier, Cour des Comptes, janvier 2005.

Dans les comptes du CEA, les provisions brutes pour démantèlement et traitement des combustibles sans emploi ressortent à 11,1 milliards €. À partir de 2001, un fonds dédié au financement des opérations de démantèlement et d'assainissement des installations civiles a été constitué, dont le montant atteignait, fin 2003, 4,18 milliards €, dont 1,17 milliard représenté par une partie de la participation du CEA dans AREVA.

Le groupe AREVA a, pour sa part, passé dans ses comptes 2003 des provisions brutes pour démantèlement d'un montant de 8,4 milliards € et des provisions brutes pour reprise des déchets d'un montant de 3,8 milliards €. Compte tenu des contrats passés avec les clients étrangers notamment pour l'usine UP3, seuls 4,3 milliards € sont à la charge du groupe. Pour financer ces charges, AREVA a constitué, à partir de 1995, un portefeuille d'actions de sociétés françaises cotées, dont la valeur est estimée à 2,221 milliards €. La valeur de ce portefeuille est en attendue en hausse dans les prochaines années ou décennies, de manière à couvrir le montant des charges brutes estimées.

La couverture des provisions constituées par EDF par un portefeuille d'actifs dédiés est très inférieure à ce que l'on trouve chez AREVA.

Dans les comptes 2003 d'EDF, les provisions brutes pour le démantèlement et la fin du cycle du combustible s'élèvent à 48 milliards €, dont 23,570 milliards € pour la déconstruction et 24,436 milliards € pour la fin de cycle¹⁰⁶.

La provision brute pour retraitement des combustibles usés s'élève à 14,7 milliards €. Concernant les études et la construction du centre de stockage profond de déchets HA-VL, la provision brute pour stockage profond s'élève à 6,2 milliards €. Une provision brute est également faite pour stockage en sub-surface des déchets FA-VL, pour un montant de 0,4 milliard €.

Pour assurer un minimum de liquidité future, EDF a constitué à la fin 2000 un portefeuille d'actifs dédiés de 1,2 milliard €, avec poursuite de ce processus à hauteur de 0,3 milliard € par an sur la période 2001-2003.

¹⁰⁶ Retraitement et déconstruction de La Hague, évacuation et stockage des déchets, assainissement de Marcoule et autres dépenses.

Selon le rapport de la Cour des Comptes précité, « *les actifs dédiés n'ont été conçus que comme une réponse partielle à la question posée. À la fin de 2003, 2,3 milliards € sont à mettre en relation avec un total de provisions de 24,7 milliards € en valeur actualisée* ».

1.2. Les incertitudes méthodologiques et les interrogations sur la disponibilité des fonds à l'heure dite sont nombreuses

Les incertitudes techniques sur l'aval du cycle nucléaire sont, comme on l'a vu, encore nombreuses, de même que sont importantes, en l'état actuel des choses, les imprécisions calendaires sur les dates d'entrée en vigueur des principales méthodes de gestion des déchets radioactifs.

En premier lieu, le coût du stockage géologique fait encore débat pour plusieurs raisons. Les provisions d'EDF sont calculées sur la base d'un devis datant de 1996, qui avait chiffré le coût du site de stockage à 14 milliards €. Une mise à jour de ce devis est en cours, qui devra prendre en compte le coût de la réversibilité du stockage, ainsi que les coûts des expérimentations et d'ingénierie restant à courir jusqu'au démarrage de la construction¹⁰⁷.

Par ailleurs, il faut noter que l'hypothèse faite sur la fin de cycle par les exploitants nucléaires pour le calcul de leurs provisions est celle du stockage en formation géologique profonde.

Si les incertitudes techniques sont grandes quant à la séparation et majeures pour la transmutation, il est clair qu'une mise au point de ces techniques plus rapide que prévu conduirait inévitablement à augmenter les coûts de l'aval du cycle, même si une compensation partielle peut être attendue d'une baisse des coûts de stockage du fait de la réduction de volumes des déchets stockés en profondeur. Par ailleurs, les calculs ne semblent pas prendre en compte également le coût d'un entreposage à long terme qui se révélera indispensable pour rendre plus flexible la gestion des déchets et pour les combustibles irradiés non retraités et les MOX usés.

¹⁰⁷ Ces coûts d'études peuvent être évalués approximativement à 1 milliard € (66 millions € sur 15 ans) sur la base des dépenses actuelles de l'ANDRA pour le laboratoire de Meuse/Haute-Marne.

À ces incertitudes techniques s'ajoutent des incertitudes dans les calendriers de réalisation, qui ont un impact important sur les évaluations financières.

On a vu précédemment que les délais techniques et administratifs pour l'entrée en service éventuelle d'un stockage à Bure sont de 20 ans, d'où une date possible vers 2020-2025, pour un fonctionnement jusqu'au début du siècle suivant. Une thèse est avancée par certains producteurs de déchets, selon laquelle il conviendrait de décaler dans le temps son fonctionnement voire de reporter son entrée en service.

De fait, si l'on utilise un mécanisme d'actualisation pour évaluer la valeur des dépenses d'exploitation du site de stockage, les résultats peuvent varier d'une manière considérable, ce qui est normal vu l'horizon chronologique.

En raison de l'actualisation, méthode mathématique utilisée pour comparer des dépenses effectuées à des échéances diverses, les dépenses éloignées dans le temps exprimées en valeur actuelle sont minimisées par rapport aux dépenses proches¹⁰⁸. Dans le but d'améliorer la présentation des comptes en valeur actualisée, il peut donc y avoir, pour minimiser les provisions, une incitation technique à repousser les dépenses dans le temps. Par ailleurs, les résultats sont extrêmement sensibles au choix du taux d'actualisation. À cet égard, plus le taux d'actualisation est élevé et plus les dépenses éloignées sont minimisées en valeur actuelle. On doit donc regretter que les taux d'actualisation choisis respectivement par le CEA (2,5 %) et par EDF (3 %) ne soient pas les mêmes.

En tout état de cause, l'actualisation va sans doute se généraliser à l'avenir puisque les normes comptables européennes imposent le

¹⁰⁸ Une recette et une dépense d'un montant donné, perçue ou faite dans le passé ou dans l'avenir, n'ont pas la même valeur qu'un montant identique gagné ou dépensé aujourd'hui. Par exemple, une dépense de 100 faite dans 20 ans, a une valeur actuelle de 55, avec un taux d'actualisation de 3 %. Pour quelle raison ? Tout simplement parce qu'une somme de 55 en valeur d'aujourd'hui atteindrait le montant de 100 dans 20 ans si elle était placée au taux d'intérêt de 3 %. *In L'aval du cycle nucléaire - tome II : les coûts de production de l'électricité, par MM. Christian BATAILLE et Robert GALLEY, Députés, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 1359, Sénat n° 195.*

recours à l'actualisation pour les comptes consolidés des sociétés cotées européennes¹⁰⁹.

Un portefeuille d'actifs non risqués ou modérément risqués d'un montant proche de celui des provisions, comme celui constitué par AREVA assure une bonne liquidité, même si la valeur d'un portefeuille de valeurs mobilières est susceptible de fluctuer et sa vente même partielle de peser sur les cours.

En revanche, un réel risque de liquidité existe si les actifs de l'entreprise peuvent ne pas être suffisamment liquides le moment venu pour être réalisés et financer les dépenses requises, et ceci d'autant plus que les actifs dédiés sont très inférieurs aux provisions constituées¹¹⁰.

Un décalage apparaît de fait important entre les solutions françaises et les solutions adoptées par certains pays.

1.3. Les pratiques d'autres pays semblent plus pérennes

Parmi les différents pays nucléaires étudiés par vos Rapporteurs, seule l'Allemagne recourt, comme la France, à la constitution de provisions au bilan des exploitants nucléaires pour la couverture des charges futures de la gestion des combustibles usés.

Les États-Unis ont mis en place une taxe sur la production d'électricité, à hauteur d'un dixième de cent par kWh produit. Cette taxe est versée au budget fédéral global, à charge pour le Congrès de reverser au département de l'énergie (DOE), qui a la responsabilité de mettre en place une solution définitive pour les combustibles usés des centrales commerciales, les fonds requis pour atteindre cet objectif.

D'autres pays comme la Finlande et la Suède ont sécurisé les sommes nécessaires à la gestion des déchets radioactifs sur la très longue période.

La Finlande, dès sa loi sur l'énergie atomique de 1957, a lié l'obtention par un opérateur de l'autorisation d'exploiter un réacteur nucléaire, à la constitution de réserves pour la gestion des déchets

¹⁰⁹ Le règlement européen IFRS 2005 impose à partir de 2005, l'application des normes internationales IFRS.

¹¹⁰ En tout ou partie déductibles du bénéfice imposable, les provisions pour risques et charges représentent une ressource supplémentaire pour une entreprise.

radioactifs. Dès la mise en service industriel en 1977 et 1981 de ses réacteurs de Loviisa, l'exploitant IVO devenu ultérieurement Fortum Power and Heat Oy, a formé des réserves inscrites à son bilan. TVO (Teollisuuden Voima Oy), l'opérateur des réacteurs d'Olkiluoto a pratiqué des réserves similaires à partir de 1979 et 1982, dates des mises en service respectives de deux réacteurs de cette centrale.

Ce système de provisions internes aux deux exploitants nucléaires a été remis en cause par la nouvelle loi nucléaire de 1988.

Un fonds de garantie a en effet été créé, sous le nom de « *Fonds d'État pour la gestion des déchets nucléaires* ».

Ce fonds ne paie pas les dépenses de l'année en cours occasionnées par la gestion des déchets radioactifs, qui demeurent à la charge des exploitants nucléaires. Il a seulement pour objet de garantir les dépenses d'investissement et de gestion restant à courir.

L'alimentation du fonds s'est faite progressivement, par une disposition spéciale relative aux 25 premières années d'exploitation d'une installation nucléaire. Au cours de cette période, l'exploitant a en effet été autorisé à ne verser qu'une fraction croissante des coûts futurs. Autre disposition permettant de ne pas grever la situation financière des opérateurs, ceux-ci sont autorisés à réemprunter, aux taux du marché¹¹¹, jusqu'à 75 % des ressources du fonds, moyennant l'octroi de garanties de premier rang, l'État ayant pour sa part accès aux 25 % restants.

C'est le ministre du commerce et de l'industrie qui détermine chaque le montant financier que chaque exploitant doit immobiliser au sein du fonds d'État¹¹². En tout état de cause, les coûts futurs sont calculés sur la base des technologies disponibles, aux prix courants c'est-à-dire sans utilisation d'une quelconque méthode d'actualisation. Les versements effectués par les opérateurs sont considérés comme des dépenses déductibles et les remboursements éventuels comme des recettes imposables.

¹¹¹ Taux Euribor + 0,15 %.

¹¹² Le fonds d'Etat est administré par un conseil de quatre membres, dont un représentant du ministère du commerce et de l'industrie, un représentant du ministère des finances et un représentant du Trésor public. Le président du fonds est actuellement une personnalité du secteur privé. Le fonds a deux commissaires aux comptes dont l'un est choisi par les exploitants nucléaires. Le fonds est géré par un directeur, un secrétaire et un expert-comptable, tous à temps partiel.

Le capital du fonds d'État était fin 2003 de 1,2 milliard €. En 2001, la gestion du fonds a dégagé un profit de 47 millions €, pour des coûts de gestion de 50 000 €.

La Suède, pour sa part, a mis en place un fonds dédié destiné à couvrir les charges de gestion des déchets radioactifs et des combustibles usés et de démantèlement des installations nucléaires, dont le montant est estimé à 5,5 milliards €.

De même qu'en Finlande, les exploitants nucléaires ont commencé dès les années 1970 à constituer des provisions pour charges futures de gestion des déchets et de démantèlement. Les fonds correspondants ont été transférés à un fonds d'État en 1981, à la suite du vote par le Parlement de la loi sur le financement des dépenses futures relatives aux combustibles usés. L'objet du fonds est de financer toutes les dépenses de gestion et de stockage des combustibles usés, ainsi que de démantèlement et de stockage des déchets issus de celui-ci. À ce titre, le fonds des déchets nucléaires couvre les dépenses du CLAB (entreposage des combustibles usés), les dépenses de transport, le laboratoire d'Aspö, ainsi que les dépenses de recherche et développement de SKB¹¹³.

Le fonds est alimenté par les versements effectués par les exploitants au prorata de leur production nucléaire. À titre indicatif, la redevance en 1998 s'est établie entre 0,44 et 1,76 euro / MWh, selon le réacteur considéré. C'est l'autorité de sûreté SKI qui propose chaque année au Gouvernement le montant de la redevance, en fonction des coûts estimés de la gestion des combustibles usés.

Depuis 1996, des garanties complémentaires s'ajoutent à la constitution du fonds. Les exploitants nucléaires doivent en effet constituer des garanties supplémentaires de façon à être en mesure de compléter le fonds si celui-ci se révélait insuffisant. Deux cas de figure sont visés : d'une part l'arrêt anticipé de réacteurs nucléaires qui priverait le fonds de ressources, et, d'autre part, des dépenses imprévues avant la mise en stockage géologique de tous les combustibles usés.

Fin 1998, le montant total du fonds s'élevait à 2,5 milliards €, déduction faite des versements de 1,15 milliard € effectués au bénéfice

¹¹³ Les dépenses de gestion et de stockage des déchets d'exploitation, stockés dans l'installation SFR-1 sont directement à la charge des opérateurs du nucléaire.

du gestionnaire de déchets. Le principal placement des fonds collectés se fait auprès de l'Office de la dette nationale. Toutefois, le placement d'une partie des sommes est autorisé aux taux du marché.

En définitive, il semble que le schéma de garanties extérieures aux exploitants nucléaires soit une solution fréquemment utilisée, l'Allemagne se rapprochant toutefois du modèle français actuel.

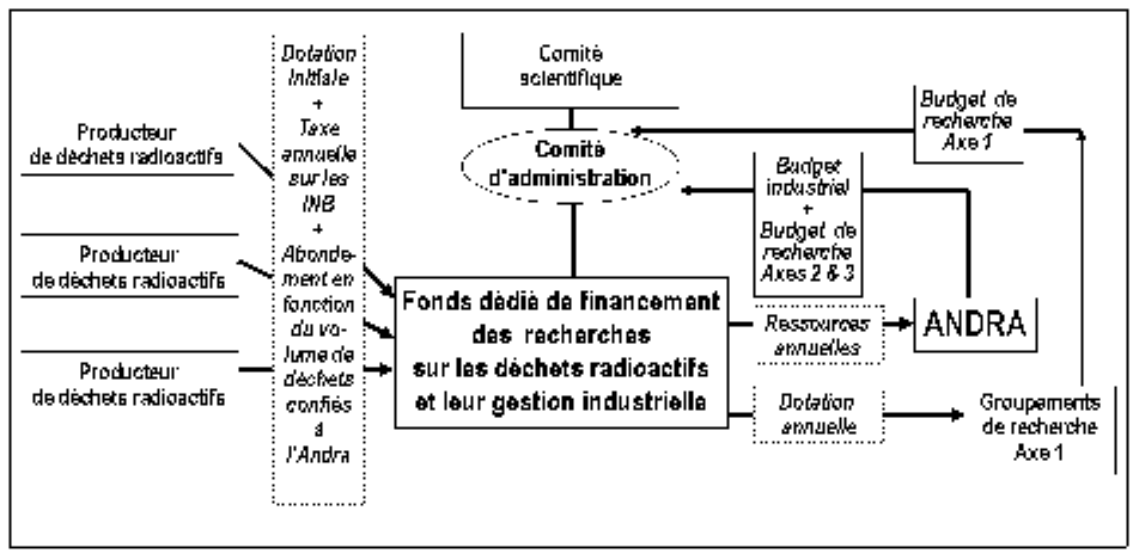
La France a déjà évolué, dans le sens de la constitution de portefeuille d'actifs dédiés par les exploitants nucléaires. Il serait utile d'aller plus loin par la constitution d'un fonds dédié, qui non seulement offrirait des garanties accrues de pérennité mais permettrait de clarifier le financement de la gestion des déchets et de renforcer l'ANDRA en lui donnant une autonomie accrue par rapport aux producteurs de déchets.

2. La création d'un fonds dédié permettrait de garantir dans la longue durée la gestion des déchets radioactifs ainsi que la recherche dans ce domaine

Pour garantir le financement de la gestion des déchets sur plusieurs décennies sinon sur plusieurs siècles, il pourrait être utile de créer un mécanisme adossé à l'État, dont la pérennité l'emporte sur toute autre institution humaine, y compris sur les entreprises, surtout lorsque celles-ci, du fait de leur changement de statut, seront soumises aux contraintes à court terme des marchés financiers.

Comparé au système actuel de provisions constituées par EDF, AREVA et le CEA, un fonds dédié géré par la Caisse des dépôts et alimenté par les producteurs de déchets permettrait d'identifier les ressources effectivement disponibles, de les faire fructifier au cours du temps et de donner la continuité et la prévisibilité nécessaires aux financements des investissements à très long terme et des dépenses courantes à échéance très éloignée.

Figure 10 : Quelques mécanismes de fonctionnement d'un fonds d'État pour les déchets radioactifs



Le fonds dédié intitulé FGDR (fonds de gestion des déchets radioactifs) aurait pour objet le financement de la gestion industrielle des déchets radioactifs et des recherches dans ce domaine. Parmi les dépenses de gestion industrielle à la charge du fonds, figureraient non seulement la gestion des centres de stockage des déchets FMA-VC (Soulaines-Dhuys) ou TFA (Morvilliers) et de surveillance du centre de stockage de la Manche et de ces derniers une fois fermés, mais également les dépenses d'étude, d'ingénierie, de construction, d'exploitation, de fermeture et de surveillance de tout autre centre de stockage en surface ou en formation géologique profonde et de tout centre d'entreposage de longue durée.

Le fonds dédié aura également la responsabilité de financer les programmes de recherche liés à la gestion des déchets radioactifs et des combustibles usés.

Ce fonds, placé auprès de la Caisse de dépôts qui en assurerait la gestion financière, serait géré par un comité d'administration dont les membres seraient le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, le directeur général de l'énergie et des matières premières, le directeur de la technologie du ministère chargé de la recherche, deux députés ou deux sénateurs désigné par l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques. Le comité d'administration serait assisté d'un comité scientifique dont les membres seraient désignés par l'Académie des sciences.

Le fonds dédié serait alimenté par une dotation initiale versée par les producteurs des déchets au prorata des provisions qu'ils auraient constituées avant la création du fonds, et par des dotations annuelles. Une partie de la dotation initiale globale serait reversée à l'ANDRA au titre de fonds de roulement, qui pourrait négocier la continuité et la régularité de son financement. Calculées de manière à excéder d'une fraction à déterminer les versements annuels prévisibles du fonds, les dotations annuelles versées par les producteurs de déchets seraient composées d'une fraction de la taxe sur les INB et d'un abondement basé sur les livraisons prévues pour l'année de déchets à l'ANDRA.

Au milieu de l'année n-1, l'ANDRA communiquerait au comité d'administration les prévisions budgétaires globales de ses activités industrielles pour une période de 5 années, ainsi que ses prévisions budgétaires pour les recherches qu'elle entendrait réaliser ou faire réaliser au titre de l'axe 2 (stockage réversible ou irréversible en formation géologique profonde), dont elle assurerait la direction¹¹⁴.

Le fonds dédié serait également chargé de financer les recherches conduites au titre de l'axe 1 (séparation-transmutation) par des groupements de recherche rassemblant les organismes intéressés.

Le passage progressif d'un système de provisions et d'actifs dédiés constitués par les exploitants nucléaires vers un fonds dédié externe, est possible, comme le montrent les exemples finlandais et suédois.

En tout état de cause, le fonds pourrait recevoir une dotation initiale, versée par les exploitants nucléaires, représentant 10 années de dépenses de gestion et de recherche.

¹¹⁴ Après l'examen de ses demandes par le comité d'administration, qui pourrait lui demander tout complément d'information utile, l'ANDRA recevrait le montant de ses ressources annuelles, à charge pour elle de fournir pour l'exercice suivant la justification détaillée de ses dépenses.

3. Le transfert de propriété des déchets ne peut s'effectuer avant plusieurs années, lorsque l'identification précise des dépenses à très long terme sera possible

Le changement de statut d'EDF, d'établissement public industriel et commercial en société anonyme renforce des contraintes financières au demeurant classiques pour les entreprises cotées comme la lisibilité des comptes et la limitation des engagements hors bilan.

Souhaitant par avance apporter des réponses aux questions encore non formulées d'investisseurs potentiels, certains observateurs estiment qu'il conviendrait de décharger l'entreprise de ses charges à très long terme concernant l'aval du cycle du combustible, en procédant à un transfert de responsabilité et de propriété de ses déchets radioactifs, moyennant le versement d'une soulte.

En réalité, dans aucun pays, une telle opération n'a eu lieu, pour la raison essentielle que, malgré les progrès faits dans la conception de l'aval du cycle du combustible, il est encore impossible d'établir avec certitude les dates de mise en service des différentes solutions techniques et de calculer les charges futures de l'aval du cycle. À titre d'exemple, le Département de l'énergie aux Etats-Unis (DOE) a l'obligation de reprendre les combustibles usés des centrales nucléaires. Toutefois, il est spécifié que les exploitants gardent la propriété de ces combustibles jusqu'à ce qu'ils soient stockés dans les galeries de Yucca Mountain.

Ainsi, s'agissant d'un stockage en formation géologique, il est actuellement impossible de déterminer les dates exactes de sa mise en service et de sa fermeture, les coûts de sa construction et notamment le coût de la réversibilité, ainsi que les coûts de sa fermeture partielle ou totale et les coûts de surveillance à très long terme.

De même, il est totalement impossible d'évaluer les coûts d'une reprise éventuelle de déchets de haute activité et de leur transmutation, si les techniques correspondantes venaient à être mises au point.

En conséquence, il est impossible d'estimer la soulte qui pourrait délier chaque producteur de déchets de ses responsabilités dans leur gestion.

Dès lors, il semble inévitable que les analystes financiers développent pour les entreprises possédant un parc électronucléaire ou proposant des services de traitement recyclage du combustible nucléaire,

de nouvelles méthodes s'accommodant de l'existence inhabituelle d'engagements d'une durée hors du commun.

**VII.- L'AGENCE NATIONALE : L'ANDRA DOIT ETRE RENFORCEE
POUR FAIRE FACE A SES NOUVELLES MISSIONS**

Avec l'agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, la France dispose d'une institution originale qui semble particulièrement bien adaptée aux tâches à très long terme qui sont les siennes.

**1. Ni la responsabilité directe de l'administration ni celle des
producteurs de déchets ou de leur émanation ne semblent des
solutions satisfaisantes**

Les dispositifs institutionnels retenus dans les autres pays pour la gestion des déchets radioactifs sont différents du dispositif français dans la majorité des cas.

Les États-Unis se caractérisent par une gestion administrative directe par le Département de l'énergie (DOE) des combustibles usés des centrales commerciales ainsi que des déchets radioactifs militaires. Moyennant la perception d'une taxe d'un dixième de cent par kWh produit, le DOE assume la responsabilité directe de la mise en œuvre de solutions de stockage, ce qui n'est pas sans poser de nombreux problèmes, le moindre d'entre eux n'étant pas la mise en cause de sa responsabilité financière par les exploitants nucléaires, du fait des retards enregistrés dans l'enlèvement de leurs combustibles usés.

Le cas de la Finlande et de la Suède est tout à fait différent, puisque dans ces deux pays, les exploitants nucléaires ont créé une filiale commune, POSIVA Oy en Finlande et SKB en Suède, qui prennent en charge la gestion des déchets radioactifs et des combustibles usés, les exploitants gardant toutefois leur responsabilité première.

Il existe toutefois une limite à ce système dans la mesure où c'est l'État qui assumera la responsabilité à très long terme des combustibles usés et des déchets radioactifs, une fois ceux-ci stockés respectivement en formation géologique profonde ou en sub-surface., sans que l'on

sache pour le moment avec quelle structure juridique la puissance publique assumera cette responsabilité.

2. L'ANDRA, en tant qu'agence nationale constituant le bon niveau de responsabilité, pourrait être renforcée utilement à l'occasion d'un élargissement de ses missions et d'un toilettage de son statut

Nécessaire pour l'adapter à ses missions des prochaines décennies, le renforcement de l'ANDRA passe en particulier par l'élargissement de ses missions et la simplification de ses structures.

Pour rationaliser la gestion des différents types de déchets, ses missions devraient être étendues à la gestion de l'ensemble des déchets radioactifs. La loi du 30 décembre 1991, dans son article 13, a chargé l'ANDRA des opérations de gestion à long terme des déchets radioactifs. En conséquence, elle a la responsabilité *« d'assurer la gestion des centres de stockage à long terme soit directement, soit par l'intermédiaire de tiers agissant pour son compte ; de participer, en coopération, notamment, avec le Commissariat à l'énergie atomique, à la définition et de contribuer aux programmes de recherche et de développement concernant la gestion à long terme des déchets radioactifs »*.

Afin d'assurer la cohérence de l'ensemble de la gestion des déchets radioactifs, il est indispensable d'ajouter aux responsabilités de l'agence, la construction et l'exploitation d'entrepôts de longue durée.

Par ailleurs, il convient de remédier à l'inutile complexité de ses structures de décision.

Avec la création d'un fonds dédié, le comité financier pourrait être purement et simplement supprimé, puisque l'essentiel de ses attributions serait repris par le comité d'administration du fonds.

La composition du conseil de surveillance semble par ailleurs devoir être corrigée.

La longueur du processus de renouvellement du conseil d'administration est un inconvénient constaté en 1997-1998 et en 2004, auquel il convient également de remédier.

Enfin, la dualité président du conseil d'administration/directeur général, est porteuse de difficultés de partage de compétences et de rivalités potentielles, comme on l'a souvent constaté dans d'autres établissements publics.

À cet égard, moyennant les adaptations nécessaires au contexte d'un établissement public à caractère industriel et commercial, il semble que la meilleure structure de décision serait la structure conseil de surveillance / directoire. Le président du conseil de surveillance pourrait être un poste à temps partiel, le président du directoire exerçant la plénitude des responsabilités de direction tout en bénéficiant d'un échelon de dialogue et de soutien, voire de représentation extérieure.

Afin d'accroître l'efficacité de ses réunions, le nombre de membres du conseil de surveillance pourrait enfin être revu fortement à la baisse, en tenant compte des contraintes générales d'organisation des établissements publics à caractère industriel et commercial.

Conséquence de la création du fonds dédié, la représentation des producteurs de déchets au conseil de surveillance pourrait être supprimée, de même que pourrait être diminué le nombre de personnalités extérieures.

En tout état de cause, l'objectif à atteindre est d'alléger les contraintes a priori de gestion de l'ANDRA pour la mettre en mesure d'assumer une palette de missions élargies tout en étant plus réactive.

Conclusion

Vis-à-vis de la gestion des déchets radioactifs, la situation de départ de la France est bonne.

Le cas des déchets de faible ou très faible activité est en effet désormais réglé, grâce aux centres de stockage de Soulaines et de Morvilliers. Le choix du retraitement s'avère pertinent, non seulement en termes d'optimisation des ressources énergétiques mais également en terme de gestion des déchets. Le retraitement ouvre en effet le champ du possible pour l'aval du cycle et ouvre la voie du progrès décisif qui est ou sera la réduction de la radiotoxicité des déchets. Sans retraitement, il n'y a qu'une possibilité : le stockage définitif des combustibles usés, avec des volumes et des coûts d'entreposage et de stockage considérablement plus élevés.

Dans quelle mesure les recherches conduites en application de la loi du 30 décembre 1991 ont-elles permis de progresser sur la question essentielle des déchets de haute activité à vie longue ?

En premier lieu, les progrès scientifiques importants depuis 1991, sur la *séparation* des éléments les plus radioactifs présents dans les combustibles laissent entrevoir que la séparation devrait permettre de maximiser encore les avantages du retraitement, déjà engrangés par la France, en permettant une gestion différenciée et efficace des différents types de radioéléments présents dans les combustibles usés. Ces nouvelles technologies à industrialiser s'appliqueront aux déchets futurs.

Les études sur la *transmutation* ont par ailleurs permis de progresser dans la connaissance de cette question. La faisabilité de la transmutation est aujourd'hui démontrée scientifiquement grâce au réacteur Phénix et à la technologie des réacteurs à neutrons rapides. Pour l'avenir, plusieurs voies sont envisageables, les réacteurs rapides de Génération IV et les réacteurs pilotés par accélérateur.

S'agissant du *stockage géologique*, les résultats des expériences dans les pays européens ou américain concernés sont clairs. Quelle que soit l'option prise – retraitement ou stockage direct des combustibles usés – et quel que soit l'état d'avancement des recherches ou des projets,

aucun de ces pays ne laisse de côté le stockage géologique, en raison de ses avantages de sûreté à très long terme sur toute autre solution dans l'état actuel des connaissances.

Le stockage géologique est, pour l'instance internationale l'AIEA et pour de nombreux pays, comme l'Allemagne, la Suède, la Finlande, la Suisse et les États-Unis, la méthode de gestion des déchets radioactifs la plus sûre à très long terme. S'agissant de la France et du laboratoire de Bure, nous avons des résultats confirmant les propriétés de confinement de l'argile sur le site qui devront être complétés.

De quelque point de vue que l'on se place, l'entreposage de longue durée n'est pas une solution satisfaisante, si l'on considère, comme nous devons le faire, notre responsabilité vis-à-vis des générations futures.

S'agissant de l'*entreposage*, une longue expérience a été accumulée à La Hague et à Cadarache pour les déchets de haute activité. Mais l'entreposage même de longue durée suppose la maintenance, la surveillance et la reconstruction, à intervalles plus ou moins rapprochés, des installations, sans parler de l'éventuelle obligation de reconditionner les déchets. Il ne s'agit donc pas là de la solution optimale en matière de sûreté radiologique, sans parler de la sécurité, qui ne peut être assurée au même niveau qu'en couche géologique, de sorte que cette solution ne peut être retenue comme la solution de référence.

Les recherches initiées par la loi de 1991 indiquent que les trois axes sont plus complémentaires que concurrents, notamment si l'on considère leur délai d'entrée en vigueur ou en service, qui va probablement s'étaler dans le temps, avec l'entreposage qui existe déjà, peu ou prou, avec le stockage qui pourra entrer en service d'ici deux décennies et la séparation-transmutation dont le délai de mise au point est probablement plus important.

Il nous appartient, après avoir bénéficié de l'électricité nucléaire, de mettre en place le plus vite possible des solutions opérationnelles correspondant à la sûreté maximale.

La gestion des déchets radioactifs est une question nationale qui doit nécessairement trouver des réponses localisées. La solidarité nationale doit s'appliquer dans les deux sens. La gestion des déchets doit aussi reposer sur le principe pollueur-payeur : aux producteurs de

déchets d'assumer toutes leurs responsabilités, financières, économiques et sociales.

La question d'un financement clair et pérenne de la gestion des déchets est en outre posée, de même que celles des outils institutionnels et financiers qui devront sans aucun doute être créés ou renforcés.

Sur toutes ces questions, les propositions de vos Rapporteurs tracent des principes généraux qui, sans aucun doute, devront être précisés ultérieurement, mais qui, tirant parti des meilleures expériences internationales, devront être pris en compte, d'une manière ou d'une autre, par la loi de 2006.

En cette période d'incertitude mondiale quant à notre approvisionnement énergétique et quant au coût des ressources que la France ne maîtrise pas, l'énergie nucléaire apporte une stabilité et des garanties de long terme qui doivent être préservées.

Une politique de gestion des déchets nucléaires est une des conditions majeures de la préservation de cet équilibre. Elle doit être conduite dans la mesure et dans la transparence.

Pour autant toutes les précautions à prendre ne doivent pas conduire à l'immobilisme mais réussir à s'inscrire dans la durée qui est la caractéristique de ce dossier. Une mesure du temps nucléaire long, souvent de plusieurs décennies, doit être en phase avec le temps politique, court, qui est de cinq ans.

Enfin il faut regarder la politique des déchets avec lucidité en tant que maillon d'une chaîne industrielle.

Les déchets ne sont pas le châtiment qui nous serait infligé pour nous punir de notre audace scientifique. Ils ne sont pas non plus un problème décrété a priori insoluble. Si nous en venions à affirmer qu'il n'y a pas de solution, on pourrait alors nous répondre que nous n'avons pas voulu trouver cette solution.

Ce rapport a pour ambition de démontrer que, par la politique et par la loi, des réponses au problème des déchets nucléaires existent et méritent d'être développées.

Recommandations

- Recommandation 1 : L'**information** sur les résultats des recherches relatives à la gestion des déchets radioactifs doit être améliorée à tous les niveaux : local, national et international.
- Recommandation 2 : Les **recherches** sur la séparation-transmutation, le stockage réversible en formation géologique profonde doivent se poursuivre au-delà de 2006, le Parlement continuant de les impulser et de les jalonner dans le temps.
- Recommandation 3 : La **valorisation** locale et nationale des recherches de la loi de 1991 est un gisement qui doit être exploité sur les plans scientifique, universitaire et industriel grâce à l'action combinée des pouvoirs publics et des exploitants nucléaires.
- Recommandation 4 : Le Parlement devrait inscrire dans le cadre de la loi, **trois principes** pour la gestion des déchets radioactifs, à savoir que la France fixe la séparation-transmutation comme objectif ultime dans ce domaine, et recourt au stockage réversible en formation géologique profonde et à l'entreposage de longue durée.
- Recommandation 5 : Le Parlement pourrait fixer comme **objectifs** à l'action des pouvoirs publics, les dates de **2016** pour la mise en service d'un entreposage de longue durée et l'autorisation de construction d'un stockage réversible en formation géologique, **2020-2025** pour la mise en service d'un réacteur démonstrateur de transmutation et la mise en service du stockage géologique, et **2040** pour la transmutation industrielle.
- Recommandation 6 : Le **Plan National de Gestion des Déchets Radioactifs et des Matières Valorisables (PNGDR-MV)** pourrait, en tant que cadre général de la gestion des déchets radioactifs, être intégré à la loi.

Recommandation 7 : La création d'un **fonds dédié** pour le financement des recherches sur les déchets radioactifs et de leur gestion industrielle, placé sous la responsabilité de l'État et collectant les contributions des producteurs de déchets, devrait être décidée par le Parlement afin d'apporter les garanties à long terme de financement des efforts nécessaires.

Recommandation 8 : Les **missions de l'ANDRA** sur le stockage des déchets radioactifs pourraient être élargies à l'entreposage de longue durée de l'ensemble des déchets radioactifs et des combustibles UOx ou MOX usés non retraités.

*

Compte rendu de l'examen du rapport par l'Office, le 15 mars 2005

L'Office parlementaire a procédé, le mardi 15 mars 2005, à l'examen du rapport de M. Christian Bataille, député et de M. Claude Birraux, député, sur l'état d'avancement et les perspectives des recherches sur la gestion des déchets radioactifs.

M. Claude Birraux, député, rapporteur, a indiqué que le présent rapport, qui répond à une saisine du Bureau de l'Assemblée nationale à l'initiative des présidents de quatre groupes politiques, intervient à la fin de la période de 15 ans de recherche définie par la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs. Constituant le huitième rapport de l'Office sur les déchets radioactifs, le présent rapport a été préparé par des missions dans six pays, par des visites des centres de recherche en France, au cours desquelles plus de 250 chercheurs et responsables ont été interrogés, par des rencontres avec les élus et trois journées complètes d'auditions publiques.

Les déchets radioactifs de haute activité à vie longue, qui sont expressément visés par la loi du 30 décembre 1991, concentrent 96 % de la radioactivité totale des déchets radioactifs produits en France, dans un volume total, depuis l'origine du nucléaire jusqu'à la fin 2002, de 1639 m³, avec une augmentation de 110 m³ par an. Le volume total des déchets de moyenne activité à vie longue, qui ne représentent que 3,9 % de la radioactivité totale, s'élevait à 45 359 m³, fin 2002, l'augmentation étant de 600 m³ environ par an.

M. Christian Bataille, député, rapporteur, a rappelé que la loi du 30 décembre 1991 a répertorié les recherches selon trois directions : l'axe 1 sur la séparation et la transmutation, l'axe 2 sur le stockage en formation géologique profonde et l'axe 3 sur le conditionnement et l'entreposage de longue durée.

M. Claude Birraux, député, rapporteur, a précisé ensuite qu'ayant pour objectif de récupérer, d'une part, les actinides mineurs dont la période de radioactivité se mesure en centaines de milliers d'années, et, d'autre part, les produits de fission dont la période de radioactivité est d'environ mille ans, la séparation est démontrée à l'échelle du

laboratoire, sa mise en œuvre à l'échelle industrielle étant liée au renouvellement des installations de La Hague.

Consistant en un bombardement neutronique des noyaux lourds d'actinides mineurs pour les fissionner en des noyaux plus légers et à période de radioactivité plus courte, la transmutation a été démontrée sur le plan scientifique, principalement grâce à des expériences conduites avec le réacteur Phénix. Pour réaliser la transmutation à l'échelle industrielle, il sera nécessaire de disposer de réacteurs rapides de Génération IV et/ou de réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur (Accelerator Driven Systems - ADS). Leur mise en service commercial est attendue pour 2035 et la transmutation industrielle pour 2040, en raison des tests nécessaires.

Ainsi que l'a exposé M. Christian Bataille, député, rapporteur, le stockage géologique, qui a pour objet de faire jouer à une couche souterraine de roches comme l'argile, le granite, le sel ou le tuf un rôle de coffre-fort vis-à-vis des déchets radioactifs ou des combustibles usés non retraités, est considéré comme la méthode la plus sûre pour gérer les déchets radioactifs par l'Agence internationale pour l'énergie atomique (AIEA), agence spécialisée de l'ONU et par de nombreux pays (Allemagne, Belgique, Etats-Unis, Finlande, Suède, Suisse).

Dans le cadre des recherches de l'axe 2, l'ANDRA a accumulé de nombreux résultats scientifiques sur l'argile, grâce aux recherches menées dans les laboratoires souterrains de Mol (Belgique) et du Mont Terri (Suisse), et, plus particulièrement, sur l'argile de Bure (Meuse) par des forages depuis la surface et par des études in situ réalisées dans les puits et la niche du laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne. L'argile du Callovo-oxfordien de Bure présente des capacités de confinement favorables, même si certaines études ne sont pas achevées.

En tout état de cause, un stockage géologique pourrait entrer en service en France vers 2020-2025, compte tenu des délais d'expérimentation et d'étude supplémentaires, ainsi que des délais administratifs. Les études d'ingénierie montrent qu'un tel stockage pourrait être réversible sur une très longue période.

M. Claude Birraux, député, rapporteur, a ensuite indiqué que les progrès réalisés sur le conditionnement et l'entreposage de longue durée (axe 3) sont importants et, pour certains, ont été déjà intégrés aux processus industriels, les volumes des déchets de haute ou moyenne

activité ayant été divisés par dix depuis 1992. La durabilité des colis de déchets vitrifiés et des colis des structures métalliques des combustibles dépasse la centaine de milliers d'années. Par ailleurs, un entreposage de longue durée, dont la durée de vie de conception est de 100 à 300 ans, contre 50 ans pour les entreposages industriels actuellement en service, pourrait être opérationnel vers 2016, compte tenu des progrès de conception réalisés.

M. Christian Bataille, député, rapporteur, a expliqué que les recherches conduites depuis 1992 définissent des méthodes de gestion qui ne sont pas concurrentes, mais sont, au contraire, complémentaires par nature et dans le temps. Ne pouvant s'appliquer aux déchets déjà produits, la transmutation, qui n'interviendra qu'à partir de 2040, ne peut permettre de réduire la période de radioactivité des actinides mineurs à moins de mille ans. Un stockage réversible est donc indispensable. Un entreposage de longue durée s'impose également, notamment pour les combustibles usés non retraités dans l'immédiat et les combustibles MOX usés dont la durée de refroidissement est supérieure à la durée de vie de conception des entreposages industriels actuellement en service.

Abordant les conclusions politiques du rapport, M. Claude Birraux, député, rapporteur, a estimé que des améliorations sont indispensables dans le domaine de l'information et du débat. Créés par la loi de 1991, le comité local d'information et de suivi auprès du laboratoire de Meuse/Haute-Marne doit dans l'avenir progresser dans sa mission de diffusion des résultats des recherches, et la commission nationale d'évaluation être prolongée au-delà de 2006, tandis que l'Agence nationale des déchets radioactifs (ANDRA) et le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) pourraient se voir assigner des objectifs ambitieux d'information, notamment pour les visites de leurs installations. S'agissant du débat public, la saisine de la Commission nationale du débat public (CNDP) sur la politique générale des déchets radioactifs ne correspond pas à sa mission essentielle, qui est centrée sur des projets concrets d'aménagement et de développement. Quant au dialogue avec les élus, il doit être amélioré en priorité grâce à un meilleur fonctionnement du CLIS de Bure et des commissions locales d'information.

S'agissant des recherches, le Parlement doit continuer à les impulser et à les jalonner dans le temps, de manière à aller plus loin vers la mise en place des solutions dont l'intérêt a été confirmé par les travaux conduits sur la période 1992-2005. Tant pour la séparation que

pour la transmutation, des investissements importants seront indispensables, en particulier pour la mise au point des réacteurs de Génération IV et des systèmes ADS. Il est donc nécessaire de les prévoir et de les sécuriser, en particulier pour le CEA, qui est confronté à des besoins de financement importants. Pour le stockage géologique, les recherches doivent être achevées pour finir de démontrer les propriétés de confinement de l'argile de Bure et pour détailler les concepts d'ingénierie de stockage. S'agissant de l'entreposage de longue durée, il nécessite la finalisation des études en vue de la construction d'une installation opérationnelle.

M. Christian Bataille, député, rapporteur, a ensuite indiqué que la valorisation des recherches initiées par la loi de 1991 est un gisement à exploiter, en raison des avancées scientifiques et technologiques qu'elles ont permises, par exemple en synthèse moléculaire, en chimie séparative, en géochimie, en géophysique ou en ingénierie. Un institut de chimie séparative à Marcoule et des pôles scientifiques et technologiques proposés par les départements de la Haute-Marne et de la Meuse doivent être réalisés avec le soutien de l'État et de la filière nucléaire. Par ailleurs, les mesures d'accompagnement financier introduites par la loi de 1991 doivent être appliquées sur toute la période prévue de 15 années. De surcroît, un développement économique volontariste doit être impulsé dans les départements concernés par la gestion des déchets radioactifs. En tout état de cause, la gestion des déchets radioactifs est une question nationale qui doit nécessairement trouver des réponses locales. La solidarité nationale doit donc s'exercer dans les deux sens.

M. Christian Bataille, député, rapporteur, a ensuite estimé que les recherches conduites sur les trois axes doivent maintenant se traduire par la décision de principe de recourir aux trois méthodes de gestion dans l'avenir. Il devrait revenir au Parlement de fixer la transmutation comme objectif ultime de la gestion des déchets, de prendre une décision de principe quant au stockage géologique réversible et de décider la création d'un entreposage de longue durée en surface ou en sub-surface.

Dans le respect de la séparation des pouvoirs, il reviendrait au Gouvernement de mettre en pratique ces décisions, dans le cadre d'un calendrier d'objectifs figurant dans la loi. À cet égard, 2016 pourrait être l'objectif pour l'entrée en service opérationnel de l'entreposage de longue durée, 2020-2025 pour l'entrée en service du stockage géologique et 2040 pour la transmutation industrielle.

M. Claude Birraux, député, rapporteur, a ensuite abordé la question de la logique d'ensemble de la gestion des déchets radioactifs. Recommandé par l'Office parlementaire début 2000, le Plan national de gestion des déchets radioactifs (PNGDR), en préparation, définit des filières de gestion pour tous les déchets radioactifs, de manière à assurer l'exhaustivité et la cohérence de la gestion des déchets en France. Le PNGDR devra apporter aussi une solution au problème des combustibles usés UOx non retraités dans l'immédiat et aux combustibles MOX usés, qui doivent refroidir sur 60 à 80 ans avant de pouvoir être retraités, ainsi qu'à la question des déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL), qui ne sont pas expressément visés par la loi de 1991. En tout état de cause, le PNGDR, qui devrait donc s'intituler PNGDR-MV (MV pour matières valorisables), devrait être intégré à la loi de 2006.

M. Christian BATAILLE, député, rapporteur, a indiqué qu'il faut garantir le financement des recherches et de la gestion des déchets dans la longue durée. À cet égard, la loi de 2006 pourrait préciser la mise en place d'un fonds dédié de gestion des déchets radioactifs (FGDR), placé sous la responsabilité de l'État, alimenté par des contributions versées par les producteurs de déchets et assises sur la taxe sur les installations nucléaires de base.

Ce fonds dédié aurait la charge de financer non seulement l'ANDRA pour ses activités industrielles et ses recherches, mais aussi de financer les recherches conduites pour la séparation et la transmutation, par d'autres partenaires (CEA, Centre national de la recherche scientifique (CNRS), Universités). Il permettrait de programmer l'effort nécessaire dans l'indépendance et sur le long terme. Enfin, M. Christian Bataille a estimé que les structures de l'ANDRA devraient être simplifiées et ses responsabilités élargies en lui confiant, au-delà de la gestion du stockage des déchets, la responsabilité de l'entreposage de longue durée, de manière à garantir la cohérence des décisions et de minimiser les coûts pour la collectivité.

Dans la discussion, M. Henri Revol, sénateur, président de l'Office, a félicité les rapporteurs pour leur rapport et leur exposé, clairs, exhaustifs et objectifs. Les mesures recommandées aux pouvoirs publics sont précises et constructives. Soulignant l'apport de Phénix aux recherches sur la transmutation, il a estimé que, dans la mise au point des réacteurs de Génération IV et des ADS, le réacteur surgénérateur

SuperPhénix eût apporté une expérience capitale, ce que confirme le gaspillage technologique et financier que représente son arrêt.

Soulignant l'importance de la quantité d'informations apportées, M. Claude Gatignol, député a complimenté les rapporteurs pour avoir proposé à la fois des conclusions scientifiques solides et une vision politique des décisions à prendre. Alors que l'énergie représente un domaine stratégique pour le XXI^e siècle et que l'Allemagne et l'Espagne s'interrogent sur les moyens de sortir de leur moratoire nucléaire, il a rappelé que, lors des auditions publiques organisées pour la préparation du rapport, des scientifiques étrangers éminents, dont le Prix Nobel Burton Richter, ont souligné l'intérêt de la loi de 1991 et le haut niveau de capacité de nos chercheurs. Le Parlement pourra continuer de jouer un rôle décisif dans la gestion des déchets radioactifs, grâce aux propositions des rapporteurs, notamment sur l'information, le fonds dédié et le renforcement de l'ANDRA, qui appelle un débat au Parlement.

Mme Marie-Christine Blandin, sénateur, après avoir également félicité les rapporteurs pour la richesse et l'intérêt de leur travail, a estimé qu'il n'existe pas de solution pour la gestion des déchets et que la recherche encore nécessaire risque de monopoliser les crédits de la recherche sur l'énergie. Exposant que les transports de déchets seraient accrus par la mise en œuvre des trois méthodes de gestion préconisées par les rapporteurs, elle a jugé préférable le stockage sur place des déchets radioactifs, nécessaire la création d'une autorité chargée de l'information et a demandé des précisions sur les déchets militaires.

En réponse, M. Claude Birraux, député, rapporteur a insisté sur la nécessité de la coopération internationale tant pour les réacteurs de Génération IV avec le Forum international GIF que pour les systèmes ADS autour du projet belge MYRRHA. S'agissant de l'information, il a fait référence aux dispositions du projet de loi sur la transparence proposant la création d'une haute autorité, sur le modèle d'une de ses propositions de loi. Par ailleurs, l'Office a consacré l'un de ses rapports sur la sûreté nucléaire à la question des transports, d'où il ressort notamment que les conteneurs de déchets sont dimensionnés avec des marges de sécurité très importantes.

Pour sa part, M. Christian Bataille, député, rapporteur, a souligné que, si le présent rapport a une importance particulière dans la perspective du projet de loi de 2006, il ne prétend ni en proposer le texte,

ni fournir toutes les solutions pour la gestion des déchets radioactifs. Des débats entre les parties prenantes seront encore nécessaires, par exemple pour les déchets de moyenne activité. Les déchets militaires sont pour leur part entreposés notamment à Marcoule et Cadarache dans des modules d'entreposage intéressants. S'agissant du financement, il faut sortir de la situation actuelle où les producteurs de déchets négocient les recherches à conduire pour mettre en place un fonds dédié géré démocratiquement et d'une manière transparente, finançant les recherches et la gestion des déchets.

M. Daniel Raoul, sénateur, après avoir félicité les rapporteurs pour la qualité de leur étude, a souligné l'importance de l'information, une tâche que les commissions locales n'arrivent à assumer totalement. En raison de leur implication sur le sujet, le CEA et l'ANDRA ne paraissent pas non plus pouvoir prendre cette tâche à leur charge, d'où l'idée de création d'une haute autorité, un mécanisme qui présente toutefois l'inconvénient de délester trop souvent le Parlement de ses prérogatives.

En réponse à des demandes de précision sur le financement et les missions du fonds dédié exprimées par M. Daniel Raoul, sénateur, et par Mme Marie-Christine Blandin, sénateur, M. Christian Bataille, député, rapporteur a indiqué que le fonds dédié dont la création est proposée, pourrait être alimenté par des ressources déjà collectées et par de nouvelles contributions, dans le cadre d'un contrôle plus démocratique et qu'il devrait financer non seulement la gestion, mais aussi les recherches.

M. Jean-Claude Étienne, sénateur, a jugé que le rapport pèse lourd en propositions et en suggestions utiles au législateur et a approuvé tout particulièrement la proposition de construction d'un entreposage de longue durée, géré par l'ANDRA, qu'il juge indispensable pour les combustibles usés non retraités.

M. Christian Bataille, député, rapporteur a répété la complémentarité des trois méthodes de gestion – séparation-transmutation, stockage géologique réversible et entreposage de longue durée. En réalité, il y a non seulement nécessité de poursuivre les recherches, mais aussi, pour le Parlement, de prendre des décisions de principe pour aller vers la concrétisation des solutions, l'entreposage de longue durée pouvant entrer en service en 2016 et le stockage étant réalisable à l'horizon 2020-2025.

En réponse à une question de M. Jean-Yves Le Déaut, député, sur la pérennité du laboratoire de Bure au-delà de 2006, M. Christian Bataille, député, rapporteur a indiqué que la recherche doit se poursuivre à Bure, que les financements publics doivent couvrir la période de quinze années prévue initialement et qu'une décision de principe doit approuver la perspective d'un stockage en France.

Dans la discussion qui a suivi sur le fonctionnement des commissions locales d'information et l'importance de l'information nucléaire, M. Daniel Raoul, sénateur a estimé qu'il faut inventer un organe d'information de la responsabilité du Parlement. M. Jean-Yves Le Déaut, député, a recommandé la création d'un observatoire de l'information scientifique placé sous l'autorité de l'Office parlementaire et M. Claude Gatignol, député, a proposé l'organisation de réunions de l'Office parlementaire dans les régions concernées par la gestion des déchets radioactifs.

À l'issue du débat, le rapport a été adopté par l'ensemble des membres de l'Office présents, à l'exception de Mme Marie-Christine Blandin, sénateur, qui a voté contre.

ANNEXE 1 : LES STOCKS ACTUELS ET FUTURS DE DECHETS RADIOACTIFS EN FRANCE

Générés par les activités de défense, de recherche et de production électronucléaire, les déchets radioactifs disposent d'ores et déjà, pour plus de 90 % de leur volume, de solutions de stockage définitif, ce montant atteignant 95 % en 2010 avec la mise en service de solutions pour les déchets de faible activité à vie longue.

Des solutions restent toutefois à trouver pour les déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue, qui représentent environ 5 % des volumes mais plus de 95 % de la radioactivité des déchets recensés dans l'inventaire national de l'ANDRA.

C'est l'objet de la loi du 30 décembre 1991 sur les recherches relatives à la gestion des déchets radioactifs que de promouvoir l'établissement de solutions pour les déchets de haute activité.

Tableau 2 : Le critère de l'activité massique pour la différenciation des déchets radioactifs

type de déchet	activité massique (becquerel par gramme - Bq/g ¹¹⁵)
Très faible activité – TFA	< 100 Bq/g
Faible activité – FA	100 < < 100 000 Bq/g
Moyenne activité – MA	100 000 < < 100 000 000 Bq/g
Haute activité – HA	~ 10 000 000 000 Bq/g

Tableau 3 : Le critère de la durée de vie

type de déchet	période ¹¹⁶
vie très courte	< 100 jours
vie courte	< 30 ans
vie longue	> 30 ans

En application des deux critères de l'activité massique et de la durée de vie, les déchets radioactifs sont répertoriés en France en 5 catégories principales, selon leur activité et leur durée de vie¹¹⁷.

¹¹⁵ Le Becquerel est l'unité du nombre de désintégration par seconde.

¹¹⁶ La période ou temps de demi-vie est le temps au bout duquel le nombre de radioéléments présents initialement est divisé par deux.

Tableau 4 : L'origine et la destination des déchets radioactifs en France
(source : Inventaire national des déchets radioactifs – ANDRA)

au 31 décembre 2002	Description	origine	destination
HA-VL (haute activité à vie longue)	- produits de fission et actinides mineurs vitrifiés	- Retraitement - Recherche	À l'étude (loi du 30 décembre 1991)
MA-VL (moyenne activité à vie longue)	- gaines de combustible - boues de traitement d'effluents bitumées - déchets solides cimentés	- Retraitement - Recherche	À l'étude
FA-VL (faible activité à vie longue)	- déchets graphite (centrales UNGG) - déchets radifères	- Démantèlement - déchets de procédés ou d'assainissement	En cours de réalisation pour une mise en service en 2010
FMA-VC (faible ou moyenne activité à vie courte)	- déchets solides - boues cimentées - résines	- exploitation, maintenance, démantèlement d'installations de recherche ou industrielles	- Centre de stockage de la Manche, fermé en 1994, en surveillance depuis 2003 (527 000 m ³) - Centre de stockage de l'Aube, ouvert en 1992 (capacité : 1 million m ³)
TFA (très faible activité)	- gravats, ferrailles - déchets industriels spéciaux	- démantèlements	- Centre de stockage de Morvilliers dans l'Aube (capacité : 650 000 m ³)

Ainsi qu'indiqué dans le tableau ci-après, les déchets dont l'activité est la plus élevée correspondent aux volumes les plus faibles.

¹¹⁷ Par convention, une durée de vie courte correspond à une période ou temps de demi-vie inférieure à 30 ans. Une durée de vie longue correspond à une période supérieure à 30 ans.

Tableau 5 : Les principales catégories de déchets radioactifs en France
(source : Inventaire national des déchets radioactifs – ANDRA)

au 31 décembre 2002	Volume	en % du volume total des déchets	en % de la radioactivité totale des déchets
HA-VL (haute activité à vie longue)	1639 m ³	0,2 %	96,05 %
MA-VL (moyenne activité à vie longue)	45 359 m ³	4,6 %	3,87 %
FA-VL (faible activité à vie longue)	44 559 m ³	4,5 %	0,01 %
FMA-VC (faible ou moyenne activité à vie courte)	778 322 m ³	79,6 %	0,07 %
TFA (très faible activité)	108 219 m ³	11,1 %	~ 0

Tableau 6 : Volumes annuels de déchets

Type de déchets	Volume fin 2002	référence	Volume annuel	référence	% de la radioactivité totale
Déchets HA-VL	1 639 m ³	☐ côté : 12 m	110 m ³ / an	☐ côté : 5 m	96,0 %
Déchets MA-VL	45 359 m ³	☐ côté : 36 m	600 m ³ / an	☐ côté : 8,5 m	3,9 %
Déchets FMA-VC	778 322 m ³	☐ côté : 92 m	28 000 m ³ / an	☐ côté : 30 m	0,1 %

La comparaison des quantités de déchets nucléaires et de déchets industriels produits chaque année montre que les premiers n'en constituent qu'une part minime.

La quantité annuelle de déchets industriels spéciaux produits en France par habitant est de 300 kg, dont 100 kg de déchets chimiques toxiques contre 1 kg de déchets nucléaires. Dans cette quantité de déchets nucléaires, seuls 5 g sont des déchets de haute activité.

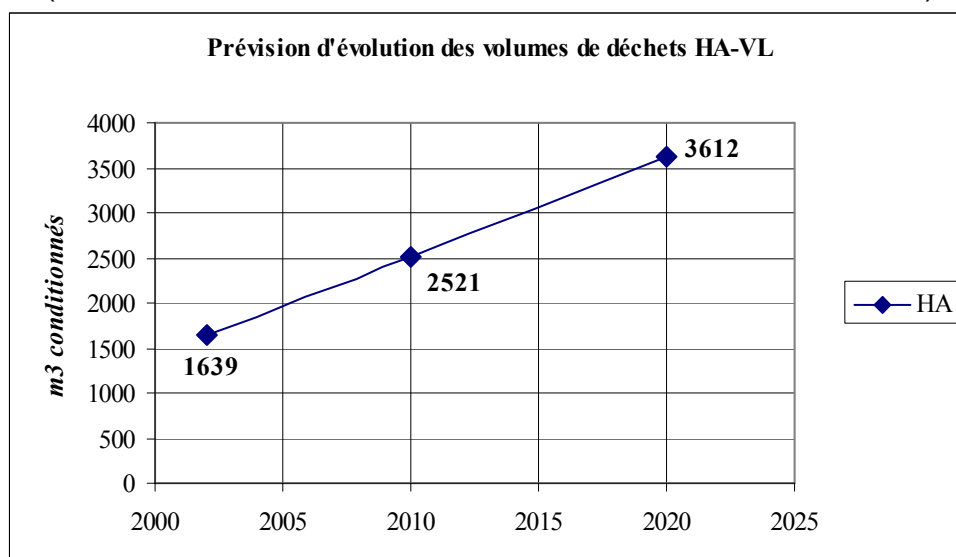
Les déchets de haute activité en 2002 : 96 % de la radioactivité totale dans 1639 m³

Issus pour l'essentiel du retraitement des combustibles usés, les **déchets de haute activité à vie longue** (déchets HA) représentent un volume très faible, 1639 m³ à la fin 2002, soit 0,2 % du total. Ces déchets concentrent en revanche l'essentiel de la radioactivité totale de tous les déchets radioactifs, soit 96 %. C'est l'un des avantages apportés par le retraitement des combustibles usés que de concentrer la radioactivité dans un volume réduit.

Selon l'ANDRA, le volume total des déchets HA ne devrait pas être multiplié par plus de 2,2 d'ici à 2020 (voir figure suivante).

Figure 11 : Préviction d'évolution des volumes de déchets HA-VL d'ici à 2020

(source : Inventaire national des déchets radioactifs – ANDRA)



Se présentant sous la forme d'une matrice de verre coulée dans un conteneur en inox, les déchets sont, pour le moment, entreposés sur les sites de La Hague et de Marcoule, dans l'attente d'une solution définitive, dont l'étude est au cœur des recherches conduites en application de la loi du 30 décembre 1991.

Les déchets de moyenne activité à vie longue :

Représentant 4,6 % du volume total des déchets radioactifs pour 3,9 % de leur radioactivité totale, les **déchets de moyenne activité à vie longue** ont un volume de 45 359 m³ à la fin 2002. Il s'agit essentiellement de déchets issus des procédés de retraitement, en particulier des coques et des embouts issus des gaines de combustibles, les déchets de moyenne activité, qui ne sont

conditionnés qu'à hauteur de 36 % du total, sont entreposés pour le moment sur les sites de Marcoule et de La Hague, dans l'attente d'une solution définitive étudiée dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

Les **déchets de faible activité à vie longue (FA-VL)** représentent un volume de 44 559 m³ sensiblement égal à celui des déchets de moyenne activité à vie longue. Correspondant à 4,5 % du volume total et 0,01 % de la radioactivité totale de l'ensemble des déchets radioactifs, les déchets FA-VL

Figure 12 : Prédiction d'évolution des volumes de déchets MA-VL et FA-VL d'ici à 2020

(source : Inventaire national des déchets radioactifs – ANDRA)

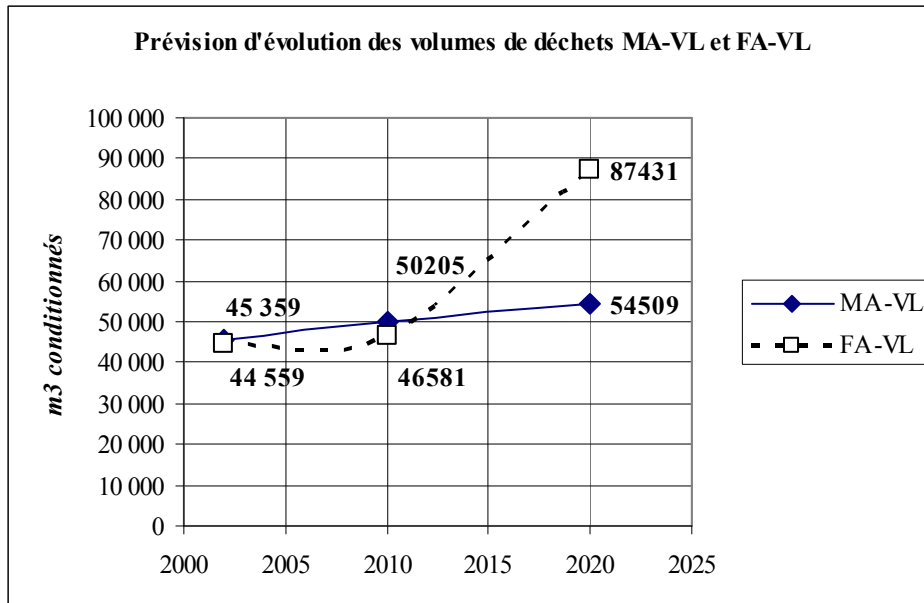


Figure 13 : Prédiction d'évolution des volumes de déchets FMA-VC et TFA d'ici à 2020

(source : Inventaire national des déchets radioactifs – ANDRA)

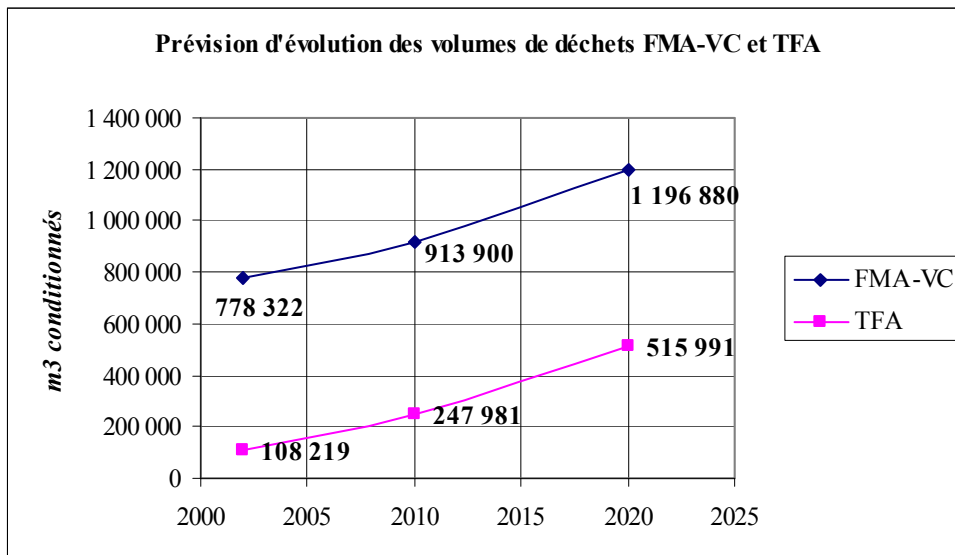
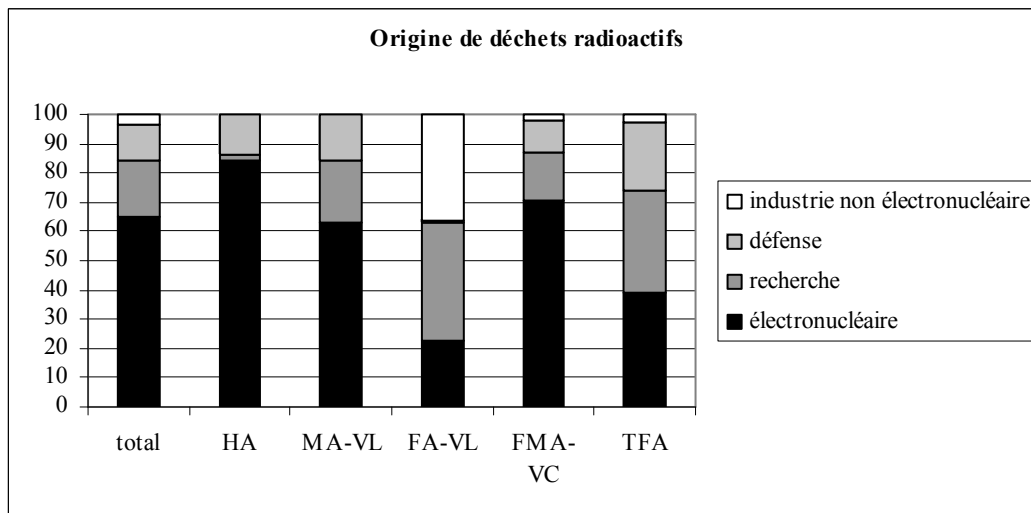


Figure 14 : Origine sectorielle des déchets radioactifs au 31 décembre 2003, en % du volume total équivalent conditionné de chaque catégorie de déchets

(source : Inventaire national des déchets radioactifs – ANDRA)



EDF est de très loin, en France, le principal producteur de déchets radioactifs, avec 64,8 % du volume total. Pour les déchets radioactifs de haute activité, la part d'EDF atteint 84,2 %.

Annexe 2 : Les principales caractéristiques des radioéléments présents dans les déchets radioactifs

Tableau 7 : Principales caractéristiques radiologiques des radioéléments présents dans le combustible nucléaire usé¹¹⁸
(source : CEA)

Radioélément	Isotope	période	Radioactivité et radiotoxicité	% du total du radioélément considéré
I. Actinides majeurs				
Uranium	U 235	7,0. 10 ⁷ ans	alpha, gamma, très forte (gr.I)	0,7 %
	U 236	2,3. 10 ⁷ ans	alpha, forte (gr.II)	0,5 %
	U 238	4,5.10 ⁹ ans	alpha, gamme, faible (gr.IV)	98,7 %
Plutonium	Pu 238	88 ans	alpha, gamme, très forte (gr.I)	3 %
	Pu 239	24 100 ans	alpha, gamma, très forte (gr.I)	52 %
	Pu 240	6 600 ans	alpha, gamma, très forte (gr.I)	25 %
	Pu 241	14,4 ans	bêta, alpha, gamma, très forte (gr.I)	12 %
	Pu 242	3,7.10 ⁵ ans	alpha, gamma, très forte (gr.I)	8 %
II. Actinides mineurs				
Neptunium	Np 237	2,1. 10 ⁶ ans	alpha, gamma, très forte (gr.I)	100 %
Américium	Am 241	433 ans	alpha, gamma, très forte (gr.I)	63 %
	Am 243	7370 ans	alpha, gamma, très forte (gr.I)	37 %
Curium	Cm 244	18 ans	alpha, neutrons, très forte (gr.I)	91 %
	Cm 245	8500 ans	très forte (gr. I)	6 %
III. Produits de fission à vie courte				
Strontium	Sr 90	28 ans	bêta, forte (gr.II)	-
Césium	Cs 137	30 ans	bêta, gamma, modérée (gr.III)	-
IV. Produits de fission à vie longue				
Zirconium	Zr 93	1,5.10 ⁶ ans	bêta, forte (gr.II)	-
Technétium	Tc 99	2,1.10 ⁵ ans	bêta, faible (gr.IV)	-
Palladium	Pd 107	6,7.10 ⁶ ans	bêta, faible (gr.IV)	-
Iode	I 129	1,6.10 ⁷ ans	bêta, gamma, faible (gr.IV)	-
Césium	Cs 135	2,3.10 ⁶ ans	bêta, faible (gr.IV)	-

¹¹⁸ Combustible à l'oxyde d'uranium – taux d'irradiation : 45 GW/t – après une durée de refroidissement de 5 ans

**Annexe 3 : Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991
relative aux recherches sur la gestion des déchets
radioactifs**

J.O n° 1 du 1 janvier 1992
LOIS

**Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991
relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs (1)**
NOR: INDX9100071L

L'Assemblée nationale et le Sénat ont adopté,
Le Président de la République promulgue la loi dont la teneur suit:

Art. 1er. - La gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue doit être assurée dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération les droits des générations futures.

Art. 2. - Il est inséré, après l'article 3 de la loi no 76-663 du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement, un article 3-1 ainsi rédigé:

<<Art. 3-1. - Le stockage souterrain en couches géologiques profondes de produits dangereux, de quelque nature qu'ils soient, est soumis à autorisation administrative. Cette autorisation ne peut être accordée ou prolongée que pour une durée limitée et peut en conséquence prévoir les conditions de réversibilité du stockage. Les produits doivent être retirés à l'expiration de l'autorisation.

<<Les conditions et garanties selon lesquelles certaines autorisations peuvent être accordées ou prolongées pour une durée illimitée, par dérogation aux dispositions de l'alinéa précédent, seront définies dans une loi ultérieure.>>

Art. 3. - Le stockage en France de déchets radioactifs importés, même si leur retraitement a été effectué sur le territoire national, est interdit au-delà des délais techniques imposés par le retraitement.

Art. 4. - Le Gouvernement adresse chaque année au Parlement un rapport faisant état de l'avancement des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et des travaux qui sont menés simultanément pour:

- la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets;
- l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains;
- l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets.

Ce rapport fait également état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger.

À l'issue d'une période qui ne pourra excéder quinze ans à compter de la promulgation de la présente loi, le Gouvernement adressera au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches accompagné d'un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et fixant le régime des servitudes et des sujétions afférentes à ce centre.

Le Parlement saisit de ces rapports l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques. Ces rapports sont rendus publics.

Ils sont établis par une commission nationale d'évaluation, composée de:

- six personnalités qualifiées, dont au moins deux experts internationaux, désignées, à parité, par l'Assemblée nationale et par le Sénat, sur proposition de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques;
- deux personnalités qualifiées désignées par le Gouvernement, sur proposition du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires;
- quatre experts scientifiques désignés par le Gouvernement, sur proposition de l'Académie des sciences.

Art. 5. - Les conditions dans lesquelles sont mis en place et exploités les laboratoires souterrains destinés à étudier les formations géologiques profondes où seraient susceptibles d'être stockés ou entreposés les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue sont déterminées par les articles 6 à 12 ci-dessous.

Art. 6. - Tout projet d'installation d'un laboratoire souterrain donne lieu, avant tout engagement des travaux de recherche préliminaires, à une concertation avec les élus et les populations des sites concernés, dans des conditions fixées par décret.

Art. 7. - Les travaux de recherche préalables à l'installation des laboratoires sont exécutés dans les conditions prévues par la loi du 29

décembre 1892 sur les dommages causés à la propriété privée par l'exécution des travaux publics.

Art. 8. - Sans préjudice de l'application de la loi no 76-663 du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement, l'installation et l'exploitation d'un laboratoire souterrain sont subordonnées à une autorisation accordée par décret en Conseil d'État, après étude d'impact, avis des conseils municipaux, des conseils généraux et des conseils régionaux intéressés et après enquête publique organisée selon les modalités prévues par la loi no 83-630 du 12 juillet 1983 relative à la démocratisation des enquêtes publiques et à la protection de l'environnement. Cette autorisation est assortie d'un cahier des charges.

Le demandeur d'une telle autorisation doit posséder les capacités techniques et financières nécessaires pour mener à bien de telles opérations.

Art. 9. - L'autorisation confère à son titulaire, à l'intérieur d'un périmètre défini par le décret constitutif, le droit exclusif de procéder à des travaux en surface et en sous-sol et celui de disposer des matériaux extraits à l'occasion de ces travaux.

Les propriétaires des terrains situés à l'intérieur de ce périmètre sont indemnisés soit par accord amiable avec le titulaire de l'autorisation, soit comme en matière d'expropriation.

Il peut être procédé, au profit du titulaire de l'autorisation, à l'expropriation pour cause d'utilité publique de tout ou partie de ces terrains.

Art. 10. - Le décret d'autorisation institue en outre, à l'extérieur du périmètre mentionné à l'article précédent, un périmètre de protection dans lequel l'autorité administrative peut interdire ou réglementer les travaux ou les activités qui seraient de nature à compromettre, sur le plan technique, l'installation ou le fonctionnement du laboratoire.

Art. 11. - Des sources radioactives peuvent être temporairement utilisées dans ces laboratoires souterrains en vue de l'expérimentation. Dans ces laboratoires, l'entreposage ou le stockage des déchets radioactifs est interdit.

Art. 12. - Un groupement d'intérêt public peut être constitué, dans les conditions prévues par l'article 21 de la loi no 82-610 du 15 juillet 1982 d'orientation et de programmation pour la recherche et le développement technologique de la France, en vue de mener des actions d'accompagnement et de gérer des équipements de nature à favoriser et à faciliter l'installation et l'exploitation de chaque laboratoire. Outre l'État et

le titulaire de l'autorisation prévue à l'article 8, la région et le département où est situé le puits principal d'accès au laboratoire, les communes dont une partie du territoire est à moins de dix kilomètres de ce puits, ainsi que tout organisme de coopération intercommunale dont l'objectif est de favoriser le développement économique de la zone concernée, peuvent adhérer de plein droit à ce groupement.

Art. 13. - Il est créé, sous le nom d'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, un établissement public industriel et commercial, placé sous la tutelle des ministres de l'industrie, de la recherche et de l'environnement. Cette agence est chargée des opérations de gestion à long terme des déchets radioactifs, et notamment:

- en coopération notamment avec le Commissariat à l'énergie atomique, de participer à la définition et de contribuer aux programmes de recherche et de développement concernant la gestion à long terme des déchets radioactifs;
- d'assurer la gestion des centres de stockage à long terme soit directement, soit par l'intermédiaire de tiers agissant pour son compte;
- de concevoir, d'implanter et de réaliser les nouveaux centres de stockage compte tenu des perspectives à long terme de production et de gestion des déchets et d'effectuer toutes études nécessaires à cette fin, notamment la réalisation et l'exploitation de laboratoires souterrains destinés à l'étude des formations géologiques profondes;
- de définir, en conformité avec les règles de sûreté, des spécifications de conditionnement et de stockage des déchets radioactifs;
- de répertorier l'état et la localisation de tous les déchets radioactifs se trouvant sur le territoire national.

Art. 14. - Il est créé, sur le site de chaque laboratoire souterrain, un comité local d'information et de suivi. Ce comité comprend notamment des représentants de l'État, deux députés et deux sénateurs désignés par leur assemblée respective, des élus des collectivités territoriales consultées à l'occasion de l'enquête publique, des membres des associations de protection de l'environnement, des syndicats agricoles, des représentants des organisations professionnelles et des représentants des personnels liés au site ainsi que le titulaire de l'autorisation. Ce comité est composé pour moitié au moins d'élus des collectivités territoriales consultées à l'occasion de l'enquête publique. Il est présidé par le préfet du département où est implanté le laboratoire. Le comité se réunit au moins deux fois par an. Il est informé des objectifs du programme, de la nature des travaux et des résultats obtenus. Il peut saisir la commission nationale d'évaluation visée à l'article 4. Le comité est consulté sur toutes questions

relatives au fonctionnement du laboratoire ayant des incidences sur l'environnement et le voisinage. Il peut faire procéder à des auditions ou des contre-expertises par des laboratoires agréés.

Les frais d'établissement et le fonctionnement du comité local d'information et de suivi sont pris en charge par le groupement prévu à l'article 12.

Art. 15. - Un décret en Conseil d'État fixe en tant que de besoin les modalités d'application de la présente loi.

La présente loi sera exécutée comme loi de l'État.

Fait à Paris, le 30 décembre 1991.

Par le Président de la République:
FRANÇOIS MITTERRAND

Le Premier ministre,
EDITH CRESSON

Le ministre d'État, ministre de l'économie, des finances et du budget,
PIERRE BEREGOVOY

Le ministre d'État, ministre de la fonction publique et de la modernisation de l'administration,
JEAN-PIERRE SOISSON

Le ministre de la recherche et de la technologie,
HUBERT CURIEN

Le ministre de l'environnement,
BRICE LALONDE

Le ministre délégué au budget,
MICHEL CHARASSE

Le ministre délégué à l'industrie et au commerce extérieur,
DOMINIQUE STRAUSS-KAHN

(1) Travaux préparatoires: loi no 91-1381.

Assemblée nationale:

Projet de loi n° 2049;

Rapport de M. Christian Bataille, au nom de la commission de la production, n° 2115;

Discussion les 25 et 27 juin 1991 et adoption le 27 juin 1991.

Sénat:

Projet de loi, adopté par l'Assemblée nationale, n° 431 (1990-1991);
Rapport de M. Henri Revol, au nom de la commission des affaires économiques, n° 58 (1991-1992);
Discussion et adoption le 6 novembre 1991.
Assemblée nationale:
Projet de loi, modifié par le Sénat, no 2319;
Rapport de M. Christian Bataille, au nom de la commission de la production, n° 2331;
Discussion et adoption le 25 novembre 1991.
Sénat:
Projet de loi, adopté avec modifications par l'Assemblée nationale en deuxième lecture, n° 110 (1991-1992);
Rapport de M. Henri Revol, au nom de la commission des affaires économiques, n° 127 (1991-1992);
Discussion et adoption le 11 décembre 1991.
Assemblée nationale:
Projet de loi, modifié par le Sénat en deuxième lecture, n° 2450;
Rapport de M. Christian Bataille, au nom de la commission mixte paritaire, n° 2464;
Discussion et adoption le 17 décembre 1991.
Sénat:
Projet de loi, adopté par l'Assemblée nationale;
Rapport de M. Henri Revol, au nom de la commission mixte paritaire, n° 169 (1991-1992);
Discussion et adoption le 18 décembre 1991.

Annexe 4 : Les moyens financiers alloués aux recherches de la loi du 30 décembre 1991

Figure 15 : Évolution des moyens financiers et budgétaires alloués aux recherches sur la loi du 30 décembre 1991

(source : Direction de la technologie, ministère délégué à la recherche, « Stratégie et programmes de recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue » - édition 2003)

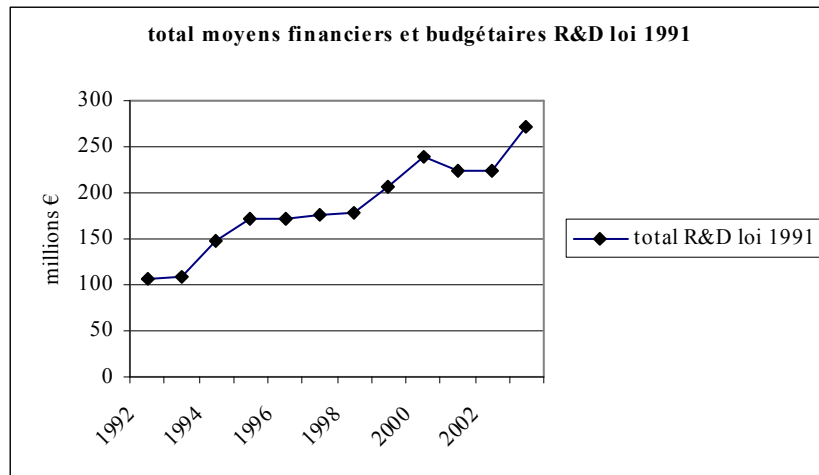


Figure 16 : Répartition, selon les trois axes de recherche, du total des moyens financiers et budgétaires des recherches conduites en application de la loi du 30 décembre 1991

(source : Direction de la technologie, ministère délégué à la recherche, « Stratégie et programmes de recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue » - édition 2003)

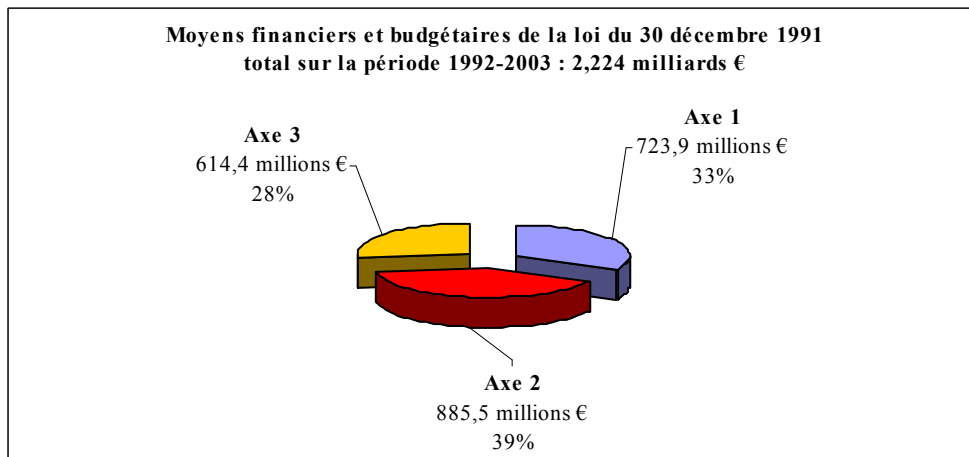
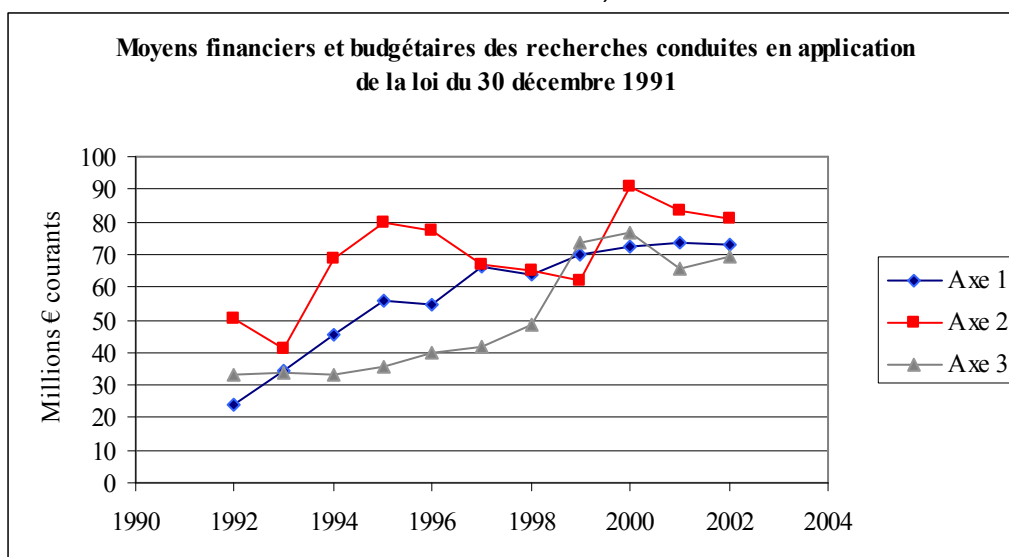


Figure 17 : Évolutions annuelles des moyens financiers et budgétaires des recherches conduites en application de la loi du 30 décembre 1991
(source : Direction de la technologie, ministère délégué à la recherche,
« *Stratégie et programmes de recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue* » -
édition 2003)



Annexe 5 : Liste des personnalités rencontrées sur le terrain ou en auditions privées

COMMISSION EUROPÉENNE

Mme Loyola DE PALACIO

Vice-Présidente

ALLEMAGNE

Ambassade de France en Allemagne

Son Exc. Claude MARTIN

Mlle Caroline BAHU

M. Marcel BERVEILLER

M. Nicolas CONDETTE

M. Thierry LE COCQ

Ambassadeur de France en Allemagne
Attachée sectorielle-Mission économique
Conseiller pour la science et la technologie
Attaché scientifique
Attaché commercial

Parlement (Deutscher Bundestag)

M. Kurt-Dieter GRILL

Député

Mme Ulrike MEHL

Députée

Dr. Wolf-Dieter GLATZEL

Groupe SPD

M. Christoph BENZE

Groupe des Verts

Mme Michaela HUSTEDT

Ministère de l'environnement (BMU)

Mr Alexander SPINCZYK-RAUCH

MinDirig - Unterabteilung RSIII

Dr Michaël PAUL

Oberregierungsrat - RSIII

Dipl. Ing. Dieter MAJER

Ministerialdirigent

Dr. Wolf Diter THINNES

Regierungsdirektor

Ministère de l'économie et du travail (BMWA)t

Dr. Dorothee MÜHL

Ministerialdirigentin

Dr. Horst SCHNEIDER

Ministerialrat - Division IX B3

DBE

Mr Jürgen BEHRENS

Betriebsleiter

Mr Frank-Holger KOCH

Betriebsleiter

Mr Michael RIPKENS

Geschäftsführer

E.ON ENERGIE AG

M. Gerald HENNEHÖFER

Generalbevollmächtigter

EnBW

Mr Manfred VOLKER HABERZETTEL

Konzernbevollmächtigter

IPA

Mme Karina FORSTER

Managing Director

RWE AG

M. Volker HECK

Liaison Office Berlin

Dr. Klaus PETERSEN

Leiter Kernkraftwerke

BELGIQUE

ESV Euridice GIE

M. Frédéric BERNIER

Scientific manager

M. Marc DEMARCHE

Site Manager

ONDRAF

M. Jean-Paul MINON

Directeur général

SCK-CEN

M. Hamid Aït ABDERRAHIM

Director Reactor Physics & MYRRAH Department

M. Paul GOVAERTS

Directeur général

M. Franck DECONINCK

Président du conseil d'administration

M. Philippe LALIEUX

ETATS-UNIS

Congrès des ETATS-UNIS

Senator Pete DOMENICI

United States Senate

Mr Peter J. VISCLOSKY

Member of Congress

Ambassade de France

M. Jean-David LEVITTE

Ambassadeur de France

M. Régis BABINET

Conseiller nucléaire

Mr Cameron GRIFFITH

Congressional Affairs Liaison

Bisconti Research, Inc.

Ms Ann BISCONTI

President

City of Las Vegas
Oscar B. GOODMAN Mayor

City of Las Vegas - Office of Business Development -
Mr Jimmie PEGUES Sr Economic Development Officer

Clark County, Nevada
Ms Irene NAVIS Planning Manager
Mr Engelbrecht VON TIESENHAUSEN Comprehensive Planning

COGEMA, Inc.
Mr Frédéric BAILLY Manager, Spent Fuel Management Strategy
Mr Jacques BESNAINOU Executive Vice President
Mr Ian HUNTER Vice President, Government Operations

EDF International North America
Ms Catherine GAUJACQ President

Electricity Innovation Institute
Mr TJ GLAUTHIER President & Chief Executive Officer

Framatome ANP, Inc.
Mr Nils BRECKENRIDGE Manager Strategic Analysis & Marketing

GF Energy, LLC
Mr Roger W. GALE

Idaho National Engineering and Environmental Laboratory
Dr Kemal PASAMEHMETOGLU Director for Fuels

King Publishing Group
Mr Llewellyn KING Publisher & Editor-in-Chief

Lawrence Berkeley National Laboratory
Mr Gudmundur S. BODVARSSON Director - Earth Sciences Division

Lawrence Livermore National Laboratory
Ms Cynthia ATKINS-DUFFIN Chief of Staff - Energy & Environment Directorate
Mr Ronald W. COCHRAN Laboratory Executive Officer
Mr Joseph C. FARMER Directorate Senior Scientist
Mr William G. HALSEY Nuclear Fuel Cycle - Focus Area Leader
Mr Tom ISAACS Director - Office of Policy, Planning & Special Studies
Mr Frank M.G. WONG Division Senior Scientist - Materials Science & technology Division

Los Alamos National Laboratory
Mr John D. IMMELE Deputy Director, National Security

Los Alamos AFCI Program Office
Mr Michael W. CAPPIELLO AFCI Los Alamos Program Manager

Los Alamos Neutron Science Center
Mr Paul W. LISOWSKI Division Leader

Los Alamos National Laboratory - Nuclear Technology Applications
Mr Dana C. CHRISTENSEN Office Director

Los Alamos - ANSCE Division Office
Mr Richard L. SHEFFIELD Senior Advisor

Natural Resources Defense Council
Mr Thomas B. COCHRAN Director, Nuclear Program

Nuclear Energy Institute
Mr Marvin S. FERTEL Senior Vice President
Ms Angelina S. HOWARD Executive Vice President
Mr Alan NELSON Senior Project Manager Licensing

Stanford Linear Accelerator Center
Professor Burton RICHTER Paul Pigott Professor in the Physical Sciences

Stanford University
Mr Franklin M. ORR Director, Global Climate and Energy Project

The Lundquist Group, LLC
Mr Andrew D. LUNDQUIST President

US Department of Energy - Office of Nuclear Energy
Ms Margaret S.Y. CHU Director, Office of Civilian Radioactive Waste Management
Mr Carter D. SAVAGE Office of Nuclear Energy, Science and Technology
Mr Paul T. DICKMAN Senior Technical Policy Advisor
Office of Civilian Radioactive Waste Management

Mr Frank GOLDNER Office of Nuclear Energy, Science and Technology
Mr R.Shane JOHNSON Associate Director for Technology and International Cooperation
Office of Nuclear Energy, Science and Technology

Mr John L. WENGLE Senior Advisor, Office of Civilian Radioactive Waste Management
Mr William MARTIN Chairman, NERAC
Ms Elizabeth F. O'MALLEY Intern'al Programs

US DOE - Carlsbad Field Office
Mr Llyod L. PIPER
Mr Dennis S. HURTT Public Affairs Manager

US DOE Yucca Mountain Project

Mr Robert A. LEVICH
US DOE - Office of Civilian Radioactive Waste Management
Mr Allen B. BENSON
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Mr Edward McGAFFIGAN, Jr.
Dr. Carl J. PAPERIELLO
International Programs
Manager, Public Relations
Commissioner
Deputy Executive Director
Office of the Executive Director for Operations
Legal Assistant to Commissioner Edward
OIP
Ms Kathryn L. WINSBERG
Mr Howard J. FAULKNER
United States Senate Committee on Energy
Mr Peter LYONS
Université de Berkeley, College of Engineering
Mr A. Richard NEWTON
Université de Berkeley - Nuclear Engineering
Mr Joonhong AHN
Mr Per PETERSON
Mr Paul A. WITHERSPOON
US Nuclear Waste Technical Review Board
Mr Mark D. ABKOWITZ
Ms Paula N. ALFORD
Mr William D. BARNARD
Mr David M. DIODATO
Ms Karyn D. SEVERSON
White House Weekly
Ms Linda GASPARELLO
Dean
Associate Professor
Professor, Chair
Member
Professional Staff - International Liaison
Executive Director
Senior Professional Staff
Director, External Affairs
Associate Editor

FINLANDE

Parlement finlandais
M. Mikko IMMONEN
M. Pekka NURMINEN
Mr Eelis ROIKONEN
Ambassade de France
M. Jean-Jacques SUBRENAT
M. Laurent BERGEOT
Mme Carole CUNISSET
M. Jean-Christophe MARGELIDON
Eurajoki Municipal Office
Mr Altti LUCANDER
Ms Hanna TUOMINEN
Ministère du commerce et de l'industrie
Mr Jussi MANNINEN
POSIVA
Mr Veli-Matti ÄMMÄLÄ
Mr Timo SEPPÄLA
Rauma Town
Mr Vesa HEINO
Mr Pentti KOIVU
Mr Hannu KUISMIN
Mr Eero LAINE
Mr Tomi SUVANTO
STUK
Dr. Julius LAAKSONEN
M. Karl-Heinz HELLMUTH
TVO
Mr Martti KÄTKÄ
VTT
Professor Mikko KARA
Professor Seppo VUORI
M. Rauno RINTAMAA
Député
Secrétaire de la commission de l'économie
Conseiller
Ambassadeur
Conseiller économique et commercial
Chef de secteur
Conseiller de coopération et d'action culturelle
Member of the Municipal Council
Town Clerk
Deputy Director General
Project Director
Director of Public Relations
President of the Municipal Council
Mayor
Town Clerk
President of the Board of Directors
Deputy Mayor
Directeur général
Senior Advisor - Waste Management
Senior Advisor
Executive Director
Deputy Director of Research on Nuclear Energy
Materials and Structural Integrity

SUEDE

Parlement suédois
Ms Marie WAHLGREN
Ambassade de France
Son Exc. M. Denis DELBOURG
Mme Jacqueline BASSA-MAZZONI
Mlle Anne DABIN
Députée
Ambassadeur
Premier Conseiller
Volontaire internationale

M. François MANNEVILLE	Conseiller culturel et scientifique
M. Daniel LANES	Mission économique, Chef du secteur Biens d'équipements
AFSR	
Mme Cristina BRATT	
M. Tim FRANCOIS	
Mme Françoise RUGEL	Secrétaire générale
OKG Aktiebolag	
Ms Anna-Lena NARAGHI	Public relations Director
SKB	
Mr Claes THEGERSTRÖM	President
Mme Saida ENGSTRÖM	Director - Departement EIA & Public Information
SKB-Aspö Hard Rock Laboratory	
Mr Kaj NILSSON	Project Director
Mr Christer SVEMAR	Director of the Aspö Laboratory
SKI	
M. Christer VIKTORSSON	Deputy Director General
Mr Anders JÖRLE	Director - Department of Communication and PR
Mr Gustav LÖWENHJELM	Director - Department of Research
Ms Josefin PÄIVIÖ	Investigator
Mr Övind TOVERUD	Senior Geologist

SUISSE

Mission économique de l'ambassade de France

M. Philippe ABELIN	Conseiller commercial
Mme Monique ARRIBET	Attachée sectorielle
Geotechnical Institute	
M. Heinz STEIGER	Site Manager Mont Terri
HSK-DSN	
M. Erik FRANK	Délégué DSN au Mont Terri
NAGRA	
M. André LAMBERT	Dep. Div. Head Repository Proj.
M. Piet ZUIDEMA	Division Head Sc. & Tech.
M. Theo KUPFER	Site Manager Grimsel
Office fédéral pour l'eau et la géologie	
M. Marc THURY	Directeur du projet Mont Terri
Paul Scherrer Institute	
Mr Walter FISCHER	Head of Research-Dpt
M. Jörg HADERMANN	Head of the Waste Mgt Lab.
Mr J. Friso VAN DEN VEEN	Dpt Head Synchrotron Radiation
ZWILAG	
M. Donat GUBLER	Chemiker HTL
Mme PFISTER	Public Relations

FRANCE

Ministère délégué à l'industrie

M. Patrick DEVEDJIAN	Ministre délégué à l'industrie
M. Bruno BENSASSON	Conseiller technique

Ministère délégué à la recherche

M. François D'AUBERT	Ministre délégué à la recherche
----------------------	---------------------------------

Parlementaire de la Haute-Marne

M. Bruno SIDO	Sénateur
---------------	----------

Parlementaires de la Meuse

M. François DOSÉ	Député
M. Jean-Louis DUMONT	Député
M. Gérard LONGUET	Sénateur

Conseil général de la Haute-Marne

M. Bruno SIDO	Sénateur de la Haute-Marne
M. Antoine ALLEMEERSCH	Vice-Président, Conseiller général du canton de Poissons
M. Michel BOZEK	Vice-Président, Conseiller général du canton de Chevillon
M. Jean-Luc BOUZON	Conseiller général du canton de Saint Dizier
M. Thierry DELONG	Vice-Président, Conseiller général du canton de Doulaincourt
M. Gérard HEISERT	Conseiller général du canton de Joinville
M. Didier JANNAUD	Conseiller général du canton d'Auberive
M. Jean MASSON	Directeur du GIP Haute-Marne

Conseil général de la Meuse

M. Christian NAMY	Président
M. Denis CORDONNIER	Premier Vice-Président (Monfaucon)

M. Jean-Louis CANOVA Conseiller général (Ancerville)
M. Daniel LHUILLIER Conseiller général (Gondrecourt-le-Château)
Mme Sylvie MALFAIT-BENNI Conseillère générale (Montier-sur-Saulx)
M. Pascal BABINET Directeur de cabinet
M. Eric CHAGNEAU Directeur du GIP

Conseil régional de la région Champagne Ardenne

M. DAVERDON Conseiller régional
Mme COTILLOT Conseiller régional
M. DAMEREY Conseiller régional
M. LEGRAND Cabinet de M. Jean-Paul BACHY, Président

Conseil régional de Lorraine

M. Daniel BÉGUIN Vice-Président chargé de l'environnement
M. Thibaut VILLEMEN Vice-Président chargé de la culture

Groupement d'Intérêt Public – GIP 52

M. Bruno SIDO Président du Conseil général de la Haute-Marne, Président du GIP 52
M. Jean-Marcel LAMBINON, Président de la Chambre de commerce et d'industrie de la Haute-Marne, administrateur du GIP
M. Antoine ALLEMEERSCH Vice-Président du Conseil général, Conseiller général du canton de Poissons, Maire de Poissons, administrateur du GIP
M. Gilles LAVOCAT Conseiller général de canton de Vignory, administrateur du GIP
M. Denis MAILLOT Directeur de la Chambre de commerce et d'industrie
M. Jean-Bernard HERGOTT Directeur du GIP
M. Jean MASSON

Préfecture de la Haute-Marne

M. Alain WAQUET Préfet de la Haute-Marne
M. Jacques LAUVERGNAT Sous-Préfet de Saint Dizier
M. Thierry DEVIMEUX Secrétaire général

Préfecture de la Meuse

M. Richard SAMUEL Préfet
M. Bernard FERY Coordonnateur grands chantiers
M. Hubert VERNET Secrétaire général
M. Benoît JACQUET Chargé de mission
Mme Sophie COUTOR Sous-Préfet de Verdun
M. Éric ETIENNE Sous-Préfet de Commercy
M. Jérôme STERPENICH Secrétaire scientifique du CLIS

GIP 55 - Objectif Meuse

M. Éric CHAGNEAU Directeur
M. Jérôme GOELLNER DRIRE, administrateur
M. Michel JUBERT Président de la Chambre de commerce et d'industrie
M. François GODINOT Directeur de la CCI
M. Denis CORDONNIER Premier Vice-Président du Conseil général, administrateur
M. Claude MOUTAUX Maire de Montiers-sur-Saulx, administrateur
M. Daniel LHUILLIER Conseiller général, administrateur
M. Jean-Paul BAILLET Secrétaire général de l'ANDRA, administrateur
M. Noël EYRIGNOUX Trésorier-payeur général

Bureau du CLIS du Laboratoire de Meuse/Haute-Marne

M. Richard SAMUEL Préfet de la Meuse
M. Jean-Marcel LAMBINON CCI de la Haute-Marne
M. Jean-Paul LHERITIER Chambre des Métiers de la Meuse
M. François DOSÉ Député de la Meuse
M. Antoine ALLEMEERSCH Conseiller général de la Haute-Marne
Mme Sylvie MALFAIT-BENNI Conseillère générale de la Meuse
M. Jacky BOUSSEL Maire d'Echenay
M. Robert FERNBACH Maire de Houdelaincourt
M. Gérard ANTOINE Maire de Bure
M. Gilles LAVOCAT Maire de Poissons
M. Jean-Marc FLEURY Association des élus meusiens opposés au projet de laboratoire, Vice-Président du CLIS
M. André MOUROT CEDRA 52
M. Michel MARIE CDR 55
M. Pascal WOJCIK CFDT Meuse
M. Jean COUDRY CGC Haute-Marne et Meuse

ANDRA

M. François JACQ Directeur général
M. Jacques-Pierre PIGUET Directeur du laboratoire de Bure
M. Philippe STOHR Directeur général adjoint
M. Jack-Pierre PIGUET Directeur du laboratoire de Meuse/Haute-Marne
M. Grégoire ANDRE
M. Gilles ARMAND

M. Martin CRUCHAUDET
M. Jean-Marie KRIEGUER
M. Jacques MOREL
M. Yannick WILEVEAU

AREVA

Mme Anne LAUVERGEON Présidente du Directoire
M. Philippe GARDERET Directeur de la recherche et de l'innovation
Mme Christine GALLOT Direction des relations institutionnelles

CEA

M. Alain BUGAT Administrateur général
M. Jacques BOUCHARD Directeur de l'énergie nucléaire
Mme Pascale AMENC-ANTONI Directrice du CEA/Cadarache
M. Loïc MARTIN-DEIDIER Directeur du CEA Marcoule
M. Patrice BERNARD Directeur du développement et de l'innovation nucléaires
M. Michel BOIDRON Chef du département de technologie du cycle du combustible
M. Gilles BORDIER Chef du département d'études du traitement
et du conditionnement des déchets
M. Bernard BOULLIS Chef du département radiochimie et procédés
M. Guy BRUNEL Directeur-adjoint du CECER
M. Jean-Louis CARBONNIER Chef du département des études des réacteurs
M. Franck CARRE Direction du développement et de l'innovation nucléaires
M. Charles COURTOIS Direction de programme « recherche pour la gestion des déchets »
M. Jean-Pierre MONCOUYOUX Adjoint au directeur de Marcoule
Mme Sylvie PILLON Ingénieur chercheur
Mme Michèle TALLEC DDIN
Mme Catherine SANTUCCI Chef du laboratoire de modélisation
des transferts dans l'environnement

CNRS

M. Michel SPIRO Dir. du Dépt Phys. nucléaire et corpusculaire
M. Hubert DOUBRE Responsable du programme PACE
M. Christian LEBRUN Programme PACE
M. Sylvain DAVID Programme PACE

Commission nationale d'évaluation

M. Bernard TISSOT Président
M. Pierre BEREST
M. Ghislain DE MARSILLY
M. Jean-Claude DUPLESSY
M. Robert GUILLAUMONT
M. Juan-Manuel KINDELAN
M. Jacques LAFUMA
M. Jean LEFEVRE
M. Olivier PIRONNEAU
M. Jean-Paul SCHAPIRA

DGEMP

M. Dominique MAILLARD, Directeur général de l'énergie et des matières premières
Mme Sophie GALEY-LERUSTE Directrice des ressources énergétiques et minérales
Mme Florence FOUQUET Chargée de la sous-direction de l'industrie nucléaire

DGSNR

M. André-Claude LACOSTE Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection
M. Romain CAILLETON Sous-directeur des installations nucléaires
M. Philippe BODENEZ Adjoint au Sous-directeur des installations nucléaires

Direction de la technologie, ministère délégué à la recherche

M. Jean-Jacques GAGNEPAIN Directeur de la technologie
M. Bernard FROIS Directeur du département énergie

ECRIN

M. Christian NGÔ Délégué général

EDF

M. Pierre GADONNEIX Président
M. Bernard DUPRAZ Directeur général adjoint - production, ingénierie
M. Bruno LESCOEUR Directeur général adjoint - international
Mme Anne LE LORIER Directeur adjoint - Direction financière
M. Gérard TROUVÉ Directeur des Affaires publiques
M. Bertrand LE THIEC Direction des Affaires publiques

IRSN

M. Jacques REPUSSARD Directeur général
M. Helmut PITSCHE Laboratoire de modélisation-DPE

Ministère de l'écologie et du développement durable

M. Thierry TROUVÉ DPPR

**Annexe 6 : Liste des auteurs des présentations
faites lors des auditions publiques des 20 et 27 janvier
et du 3 février 2005**

Nota : le compte rendu intégral des trois journées d'auditions publiques est consultable sur les sites Internet de l'Assemblée nationale (www.assemblee-nationale.fr) et du Sénat (www.senat.fr).

I.- Auditions publiques du jeudi 20 janvier 2005 sur la séparation et la transmutation des déchets radioactifs (Axe 1 de la loi du 30 décembre 1991)

- 9h00 : Introduction par **M. Henri REVOL**, Président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, et par **MM. Christian BATAILLE** et **Claude BIRRAUX**, Députés, Rapporteurs
- 9h15 : **M. Alain BUGAT**, Administrateur général du CEA
- *Le contexte scientifique et technique général des recherches sur la gestion des déchets radioactifs en France et dans le monde*
- 9h30 : **Dr Hermann GRUNDER**, Directeur du Laboratoire national d'Argonne – DOE, Etats-Unis
- *Les technologies de la séparation et de la transmutation*
- 9h50 : **M. Philippe PRADEL**, Directeur de l'énergie nucléaire, CEA
- *Synthèse des recherches menées par le CEA sur l'axe 1*
- 10h : **M. Bernard BOULLIS**, Chef du département radiochimie et procédés, CEA
- *Les résultats obtenus sur la séparation poussée*
- 10h15 : **Dr. Kemal PASAMEHMETOGLU**, AFCI/GIV Technical Director for fuels, Laboratoire national d'Idaho (INEEL), Etats-Unis
- *Les nouveaux types de combustibles et de réacteurs au service de la réduction des déchets*
- 10h30 – 11h00 : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants**
- 11h15 : **M. Jean-Louis CARBONNIER** et **Mme Sylvie PILLON**, CEA
- *La démonstration scientifique et technique de la transmutation*
- 11h35 : **Professeur Carlo RUBBIA**, Prix Nobel
- *Une vision à long terme de la gestion des déchets radioactifs par incinération*
- 11h55 : **M. Hamid Aït ABDERRAHIM**, SCK-CEN, Belgique
- *Les projets européens et le projet MYRRHA de réacteur sous-critique piloté par accélérateur*
- 12h10 : **Professeur Waclaw GUDOWSKI**, KTH, Institut royal polytechnique de Stockholm (Suède)
- *L'optimisation de l'aval du cycle nucléaire par la séparation et la transmutation*

14h30 : **M. Michel SPIRO**, Directeur de l'IN2P3 – CNRS
- *Les nouvelles perspectives de la transmutation*

14h45 – 15h15 : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants

15h15 : **M. André-Claude LACOSTE**, Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection
- *La sûreté nucléaire et la R&D sur la séparation-transmutation et ses applications potentielles*

15h35 : **Mme Michèle VIALA**, Directrice du programme « gestion des déchets », IRSN
- *Le point de vue de l'appui technique de l'autorité de sûreté sur la séparation-transmutation*

15h45 : **M. Bernard DUPRAZ**, Directeur général adjoint production-ingénierie, EDF
- *La vision d'un exploitant nucléaire pour la gestion des déchets nucléaires*

16h00 : **Mme Florence FOUQUET**, Chargée de la sous-direction de l'industrie nucléaire
- *Les déchets radioactifs du futur*

16h15 : **M. Bernard TISSOT**, Président, et **M. Jean-Paul SCHAPIRA**, Membre de la Commission nationale d'évaluation
- *Quelques points clés de l'évaluation, par la CNE, des recherches relatives à l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991*

16h30 : **Mme Anne LAUVERGEON**, Présidente du directoire d'AREVA
- *les progrès dans la gestion des déchets radioactifs : la contribution d'AREVA*

16h45 : **M. Bernard FROIS**, Directeur du département énergie, transports, environnement, ressources naturelles, Ministère délégué à la recherche
- *bilan et perspectives des recherches sur la séparation-transmutation*

17h-17h30 : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants

17h30 : **M. François d'AUBERT**, Ministre délégué à la recherche

17h45 : Conclusions provisoires par **MM. Christian BATAILLE** et **Claude BIRRAUX**, Députés, Rapporteurs

II.- Auditions publiques du jeudi 27 janvier 2005 sur le stockage réversible ou irréversible dans des formations géologiques profondes (Axe 2 de la loi du 30 décembre 1991)

- 9h : Introduction par **M. Henri REVOL**, Président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, **M. Christian BATAILLE**, Député du Nord, Rapporteur de l'Office, et **M. Claude BIRRAUX**, Député de la Haute-Savoie, Rapporteur de l'Office
- 9h15 : **M. Édouard BRÉZIN**, Président de l'Académie des sciences
Le contexte scientifique de la gestion des déchets radioactifs
- 9h30 : **M. Didier LOUVAT**, Directeur de la sûreté des déchets radioactifs, AIEA
L'approche de sûreté de l'AIEA pour l'aval du cycle du combustible nucléaire
- 9h45 : **M. Jean-Paul MINON**, Directeur général de l'ONDRAF (Belgique)
Les études internationales de milieux géologiques : résultats, projets et applications concrètes
- 10h : **M. François JACQ**, Directeur général de l'ANDRA
Le programme de recherche de l'ANDRA sur les déchets de haute activité à vie longue : structure, acquis et perspectives
- 10h15 : **M. John ARTHUR**, OCRWM, DOE, Etats-Unis
Bilan et projets de stockage géologique de déchets radioactifs et de combustibles usés aux Etats-Unis

10h30 – 11h : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants

- 11h15 : **Mme Sylvie JOUSSAUME**, Directrice de l'INSU, CNRS
Le partenariat scientifique CNRS - ANDRA pour l'étude du stockage géologique
- 11h30 : **M. Christian FOUILLAC**, Directeur scientifique du BRGM
L'expertise scientifique autour des expérimentations du laboratoire de Meuse/Haute-Marne
- 11h40 : **M. Philippe LALIEUX**, Manager du programme de dépôt profond, ONDRAF et **M. Guy COLLARD**, Directeur déchets radioactifs et assainissement, SCK-CEN
Les recherches et les projets de la Belgique pour le stockage géologique des déchets radioactifs à vie longue
- 11h55 : **Dr Jürg SCHNEIDER**, NAGRA, Suisse
La situation des déchets radioactifs en Suisse

12h10 : **Dr Siegfried KÖSTER**, Ministère de l'économie et du travail, Allemagne
Les recherches conduites en Allemagne sur les conditions de sûreté d'un stockage géologique

12h25 : **Mme Michèle TALLEC**, Chef de projet – conditionnement, entreposage, stockage des déchets de moyenne activité à vie longue, CEA
La performance à long terme des colis de déchets en condition de stockage géologique

12h35 – 13h : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants

14h30 : **M. Jack-Pierre PIGUET**, Directeur du Laboratoire de Meuse/Haute-Marne, ANDRA
Les avancées technologiques mises en œuvre par l'ANDRA pour l'étude des milieux géologiques

14h45 : **M. Patrick LANDAIS**, Directeur scientifique de l'ANDRA
Les grands acquis de la recherche conduite par l'ANDRA à Bure, depuis la surface ou en profondeur

15h : **M. Bernard FROIS**, Directeur du département énergie, transports, environnement, ressources naturelles, Ministère délégué à la recherche
Bilan et perspectives des recherches conduites par l'ANDRA

15h15 : **Mme Saida LAÂROUCHI ENGSTRÖM**, SKB, Suède
Les acquis scientifiques et techniques des recherches conduites en Suède sur le stockage géologique

15h30 : **Mme Anna VÄÄTÄINEN**, Département de l'énergie, Ministère du commerce et de l'industrie, Finlande
La politique finlandaise pour l'aval du cycle du combustible nucléaire

15h45 : **M. Philippe STOHR**, Directeur général adjoint, ANDRA
Les dimensions de la réversibilité, selon les études scientifiques et d'ingénierie

16h – 16h30 : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants

16h45 : **M. Christophe DELLIS**, Ingénieur projet, Direction simulation et outils expérimentaux CEA
Les outils de la modélisation et de la simulation numérique d'un centre de stockage géologique

17h : **M. Jacques REPUSSARD**, Directeur général, IRSN
Les acquis de l'appui technique de l'autorité de sûreté pour évaluer un projet de stockage

17h15 : **M. Bernard TISSOT**, Président et **M. Jean-Claude DUPLESSY**, Membre, Commission nationale d'évaluation
Quelques points clés de l'évaluation, par la CNE, des recherches relatives à l'axe 2 de la loi du 30 décembre 1991

- 17h30 : **M. André-Claude LACOSTE**, Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, DGSNR
Le stockage, réversible ou irréversible, en formations géologiques profondes
- 17h45 : **Mme Sophie GALEY-LERUSTE**, Directrice des ressources énergétiques et minérales, DGEMP
Le stockage des déchets radioactifs de haute activité dans la stratégie énergétique de la France
- 18h : Allocution de clôture de **M. Patrick DEVEDJIAN**, Ministre délégué à l'industrie

III.- Auditions publiques du jeudi 3 février 2005 sur le conditionnement et l'entreposage de longue durée (Axe 3 de la loi du 30 décembre 1991)

- 9h : Introduction par **M. Henri REVOL**, Président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, **M. Christian BATAILLE**, Député du Nord, Rapporteur de l'Office, et **M. Claude BIRRAUX**, Député de la Haute-Savoie, Rapporteur de l'Office
- 9h15 : **M. André-Claude LACOSTE**, Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection
La gestion des déchets radioactifs : bilan et perspectives en termes de sûreté nucléaire
- 9h30 : **M. Andris PIEBALGS**, Commissaire européen à l'énergie, Union européenne
L'énergie nucléaire et les déchets radioactifs : une perspective européenne
- 9h45 : **Professeur Burton RICHTER**, Prix Nobel de physique, Etats-Unis
Une vision à long terme de la question des déchets radioactifs
- 10h05 : **M. Philippe PRADEL**, Directeur de l'énergie nucléaire, CEA
Les perspectives technologiques établies par le CEA pour le conditionnement et l'entreposage à long terme
- 10h15 : **M. Claes THEGERSTRÖM**, Président, SKB, Suède
Le conditionnement et l'entreposage, deux problématiques centrales dans la gestion des déchets en Suède

10h30 – 11h : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants

- 11h15 : **Dr Jukka LAAKSONEN**, Directeur général, STUK, Finlande
La politique finlandaise des déchets radioactifs au crible de la sûreté nucléaire
- 11h30 : **M. Gilles BORDIER**, Chef du département d'études du traitement et du conditionnement des déchets, CEA
La caractérisation et le conditionnement des déchets
- 11h45 : **M. Jean-Pierre MONCOUYOUX** et **M. Guy BRUNEL**, Centre d'expertise sur le conditionnement et l'entreposage des matières radioactives, CEA
Les concepts d'entrepôts de longue durée
- 12h00 : **M. Jacques BESNAINOU**, Directeur de la branche traitement-recyclage, AREVA
Un regard transatlantique sur la gestion des déchets
- 12h15 : **M. Jean-Christophe NIEL**, Directeur de la stratégie, IRSN
Les outils de l'appui technique de l'autorité de sûreté pour l'évaluation du conditionnement et de l'entreposage

12h25 – 13h : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants

- 14h30 : **M. François JACQ, Directeur général, ANDRA**
Les outils de la flexibilité dans la gestion des déchets radioactifs
- 14h45 : **M. Bernard TISSOT, Président et M. Robert GUILLAUMONT, Membre de la Commission nationale d'évaluation (CNE)**
Quelques points clés de l'évaluation de la CNE
- 15h : **M. Bernard FROIS, Directeur du département énergie, transport, environnement et ressources naturelles, Ministère délégué à la recherche**
L'état actuel et les perspectives des technologies modernes de conditionnement et d'entreposage à long terme
- 15h15 – 16h30 : Interventions des parties prenantes et échanges entre les participants**
- 16h45 : **M. Alain BUGAT, Administrateur général, CEA**
Bilan et perspectives des recherches conduites par le CEA en application de la loi du 30 décembre 1991
- 17h : **M. Pierre GADONNEIX, Président, Électricité de France**
La vision d'EDF pour l'aval du cycle du combustible nucléaire
- 17h15 : **M. Dominique MAILLARD, Directeur général de l'énergie et des matières premières, DGEMP, Ministère délégué à l'industrie**
Quelle gestion pérenne des déchets radioactifs ?
- 17h30 : **Conclusions par M. Christian BATAILLE et M. Claude BIRRAUX**

ANNEXE 7 : LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS
DANS 5 PAYS EUROPEENS ET AUX ETATS-UNIS

A.- La gestion des déchets radioactifs en Allemagne

Le 14 juin 2000, le Gouvernement du Chancelier Schröder et les exploitants nucléaires signaient un compromis sur l'arrêt programmé des 19 réacteurs nucléaires allemands, une fois épuisé leur quota de production fixé réacteur par réacteur, soit après 32 ans environ de fonctionnement¹¹⁹. Fin 2004, un premier réacteur, celui de Stade était arrêté tandis qu'un arrêt supplémentaire était programmé pour 2005, celui du réacteur d'Obrigheim.

Le compromis entre le Gouvernement du Chancelier Schröder et les exploitants nucléaires dispose aussi que le retraitement est interdit à partir de juillet 2005.

L'Allemagne doit donc résoudre à terme le problème des déchets radioactifs de haute activité à vie longue issus du retraitement et celui des combustibles irradiés non retraités.

I.- LE CHOIX DU STOCKAGE GEOLOGIQUE

La loi sur l'énergie atomique allemande a fait le choix du stockage géologique et a fixé les compétences des différents acteurs de la gestion des déchets radioactifs, un complément ayant été apporté par l'ordonnance sur la radioprotection.

Il s'agit là d'une constante de la politique allemande des déchets radioactifs, qui n'a pas été remise en cause par l'accord de retrait progressif du nucléaire du 14 juin 2000.

¹¹⁹ Pour donner plus de flexibilité au système de quotas de production, les exploitants peuvent procéder à des transferts d'autorisations de production d'une centrale à une autre appartenant à un même exploitant de manière à permettre aux opérateurs d'optimiser le fonctionnement de leur parc.

1. Les différentes compétences pour le stockage des déchets

Selon la loi sur l'énergie atomique, c'est l'Etat fédéral qui est responsable du stockage définitif des déchets radioactifs.

Le ministère fédéral de l'économie et du travail (BMWA – Bundesministerium für Wirtschaft und Arbeit) a la responsabilité de la définition et de la conduite des programmes de recherche fondamentale, en collaboration avec l'office fédéral pour la recherche géologique et les matières premières. La loi sur l'énergie nucléaire prévoit un financement pour la recherche d'un site de stockage géologique, sa réalisation et son exploitation. Mais elle est en revanche muette pour la recherche fondamentale. En conséquence, l'Etat fédéral en assure le financement et en confie, depuis 1998, la responsabilité au ministère de l'économie et du travail, après l'avoir retirée au ministère de l'environnement¹²⁰.

La réalisation et l'exploitation d'un éventuel site sont de la responsabilité de l'Office fédéral pour la radioprotection (BFS – Bundesamt für Strahlenschutz), placé sous la tutelle du ministère de l'environnement, le BMU.

Le BFS, qui dépense environ un quart de son budget de recherche de 23 millions € par an à la gestion des déchets radioactifs¹²¹, s'appuie, pour les réalisations concrètes, sur le DBE, une entreprise privée émanation des producteurs de déchets, dont le conseil de surveillance comprend aussi des représentants des ministères intéressés¹²².

L'autorisation ou licence d'un centre de stockage définitif relève de la compétence des Länder, sous la surveillance du ministère de l'environnement BMU.

¹²⁰ Entretiens avec le Dr. MÜHL et le Dr. SCHNEIDER, ministère de l'économie et du travail, Berlin, 20 janvier 2004.

¹²¹ Les trois quarts sont alloués à la sûreté des réacteurs. Entretien avec M. SPINCZYK-RAUCH, directeur général au ministère de l'environnement, Bonn, 22 janvier 2004.

¹²² EnBW, E.ON, RWE, Babcock, IGBCE (syndicat minier), représentants des salariés, BMU (ministère fédéral de l'environnement), BMWA (ministère fédéral de l'économie et du travail), BMBF (ministère fédéral de la formation et de la recherche), NMW (ministère des finances du land de Basse-Saxe)

2. La recherche fondamentale sur le stockage géologique

Pour le ministère de l'économie et du travail, l'objectif le plus important des recherches de base sur le stockage géologique est de garantir sa sûreté à long terme après la fermeture de l'installation.

Le choix de la formation géologique doit garantir la sûreté à long terme, mais le concept multibarrières, reconnu au plan international joue également un rôle capital¹²³.

Au terme de recherches conduites sur la structure géologique de l'ensemble du pays, ont été successivement sélectionnées les régions puis les sites favorables, le verdict final ayant été prononcé en faveur du sel et de l'argile.

2.1. Les recherches sur le sel

La sûreté à long terme est en premier lieu fonction des capacités de confinement de la barrière saline naturelle, de la barrière ouvragée et de la barrière de fermeture.

La démonstration de faisabilité a été faite dans la mine de sel d'Asse ainsi que dans d'autres mines comparables. Les paramètres critiques pour la sûreté d'une couche de sel sont sa plasticité, qui évite la formation de fissures, sa capacité d'absorption de la chaleur produite par les déchets et sa résistance à l'inclusion de liquide.

Sur ce dernier point, la formation saline de Gorleben n'a pas été pénétrée par les eaux des nappes phréatiques depuis 200 millions d'années. Comme l'exploitation minière dans le sel se fait plus facilement que dans les autres formations géologiques, une préférence a été donnée au sel en Allemagne, pendant plusieurs décennies. De fait l'Office fédéral pour la recherche géologique et les matières premières a effectué de nombreuses recherches à Morsleben, Gorleben et Asse.

Le BMWA qui estime nécessaire d'améliorer encore les connaissances sur les formations salines, appelle à un renforcement de la coopération internationale dans ce domaine, le nombre de laboratoires

¹²³ Les barrières successives sont les suivantes : forme chimique des déchets (forme soluble ou insoluble) / matrice d'immobilisation / emballage / barrière ouvragée / ouvrages de fermeture / formation géologique emprisonnant les déchets / formation de couverture

souterrains dans ce milieu étant au demeurant insuffisant. La coopération avec les Etats-Unis, autour du WIPP de Carlsbad, qui a été limitée, faute de ressources suffisantes, est aujourd'hui quasiment à l'arrêt.

Mais les recherches et les mesures effectuées dans le sel ont permis un développement technique du stockage définitif, de sorte que la démonstration de sa faisabilité a été faite et réussie.

2.2. Les recherches sur le granite et l'argile

L'Allemagne accroît sa connaissance du granite en participant aux études réalisées sur le granite en Suisse à Grimsel et en Suède à Aspö. Le granite du sous-sol allemand est à mi-chemin entre le granite suédois faillé et le granite helvétique, plus sec.

En définitive, sur l'adéquation du granite pour la construction d'un site de stockage, le ministère de l'économie et du travail (BMWA) est réservé. Alors que l'on met l'accent sur le rôle des barrières géologiques, le granite présente l'inconvénient majeur d'être fissuré. Pour le BMWA, la Suède a une conception du stockage géologique différente, qui fait jouer un rôle déterminant aux surconteneurs de cuivre et donne moins d'importance aux barrières géologiques.

S'agissant des formations argileuses, le BMWA coopère avec l'ANDRA, sur l'étude de la couche de Bure, avec l'ONDRAF pour l'étude de la couche de Mol et avec NAGRA pour les études conduites au Mont Terri.

Le DBE, organisme émanant des exploitants nucléaires et chargé de la construction de sites d'entreposage et de stockage, a également conduit des recherches sur la possibilité de stocker des conteneurs POLLUX de combustibles irradiés dans des puits forés dans de l'argile et comblés avec de la bentonite. Pour ce faire, il est nécessaire que la température des conteneurs soit inférieure à 100 °C, ce qui constitue un inconvénient par rapport au sel qui peut accepter des températures de 200 °C. Autre conséquence des propriétés thermiques particulières de l'argile, l'emprise d'un stockage dans ce milieu devrait probablement être plus importante que dans le sel.

Le DBE coopère avec l'ANDRA, d'une part à Mont Terri pour les études dans l'argile, et, d'autre part, pour les questions de logistique en milieu géologique, dans le cadre du 6^{ème} PCRD.

Pour sa part, le BMWA se concentre sur la caractérisation des roches, sur la circulation de l'eau des nappes phréatiques dans d'éventuelles fractures, sur la migration des radionucléides et sur l'effet des colloïdes et des bactéries sur la corrosion des enveloppes et la solubilité des radionucléides.

Des recherches spécifiques complémentaires devront être conduites sur le ou les sites choisis.

Parmi les recherches génériques complémentaires qu'il conviendrait de conduire, figurent les suivantes :

- les techniques de construction d'un site souterrain
- les modèles de comportement à long terme des radionucléides à vie longue¹²⁴
- le comportement des métaux lourds
- l'impact du changement climatique sur la géologie des couches profondes

2.3. Les recherches sur la réversibilité

Le BFS, qui a la responsabilité, au sein du ministère de l'environnement, de la mise en œuvre de la politique de gestion des déchets radioactifs mais également des recherches corrélatives, a entrepris des études sur les conditions, les avantages et les inconvénients de la réversibilité, la publication des résultats de ces études intervenant fin 2004¹²⁵.

II.- LES DEUX SITES DE GORLEBEN ET DE KONRAD

La recherche de sites pour le stockage de déchets radioactifs a commencé très tôt en Allemagne. Entre 1955 et 1970, 225 sites potentiels ont été analysés. Sur la base des comparaisons effectuées, les

¹²⁴ Un montant de 800 000 € est consacré chaque année par le BMWA à la réalisation de modèles

¹²⁵ Entretien avec M. Alexander SPINCZYK-RAUCH, directeur général au ministère de l'environnement, Bonn, 22 janvier 2004.

avantages du sel comme milieu sont apparus déterminants¹²⁶. C'est pourquoi, dès 1963, le Gouvernement fédéral allemand a recommandé l'utilisation d'une formation saline souterraine pour stocker les déchets radioactifs.

Selon un amendement de 1976 à la loi sur l'énergie atomique, la responsabilité de construire un site de stockage souterrain a été dévolue au Gouvernement fédéral.

Après un long processus de sélection de site, en 1977, la Basse Saxe a accepté la construction d'un site de stockage souterrain à Gorleben, dans un dôme de sel. Les travaux de caractérisation du site et de construction des galeries de stockage permettraient une entrée en service rapide de ce site.

Un site de stockage souterrain pour les déchets de faible activité a également été étudié dans une ancienne mine de fer à Konrad, près de Salzgitter en Basse Saxe.

Simultanément, l'Allemagne a utilisé le centre de stockage souterrain de Morsleben, près de Magdebourg, dans le Land de l'Est de Saxe-Anhalt.

1. Le site de Gorleben

Le dôme de sel gemme de Gorleben (Basse Saxe) est une formation géologique de 12 à 14 km de longueur, de 4 km de largeur, située entre - 260 m et - 3400 m, d'une épaisseur de plus de trois mille mètres. Son utilisation comme site de stockage est envisagée pour le stockage des déchets de haute activité, des déchets de moyenne activité et éventuellement pour le stockage des combustibles usés non retraités.

Pour de nombreux observateurs, dont fait partie M. Kurt-Dieter GRILL, Député de Gorleben au Bundestag, ce site a non seulement fait l'objet de multiples études et de nombreux examens scientifiques et techniques mais aussi d'une large consultation des élus.

Ainsi qu'en témoigne le DBE¹²⁷, les *études techniques* relatives au site de Gorleben ont commencé dans les années 1970 et ont mobilisé,

¹²⁶ Entretien avec M. Kurt-Dieter GRILL, Député au Bundestag (Basse-Saxe), Berlin, 20 janvier 2004.

¹²⁷ Entretien avec des responsables du DBE, Gorleben, 21 janvier 2004.

en plus du DBE, des organismes comme le BGR, le GRS, FZJ et des universités.

133 forages hydrogéologiques, 40 forages d'étude du sel et 4 forages à 2000 m de profondeur ont permis de caractériser le dôme de sel, formé de 7 blocs homogènes, anhydres car isolés des nappes phréatiques. Deux puits d'accès de 7,5 m de diamètre et 5 galeries de 23 mètres de diamètre à 840 mètres de profondeur ont été creusés dans le sel le plus ancien qui est aussi le plus intéressant pour le stockage, et ont permis de réaliser de nombreuses expériences. Les vitesses de creusement des galeries horizontales dans le sel ont atteint 7,5 m par jour.

Des essais complémentaires ont également été conduits dans le laboratoire souterrain d'Asse, ainsi que dans l'ancien site de stockage de Morsleben.

L'adéquation du site a été étudiée d'une part pour les déchets de haute activité provenant du retraitement et, d'autre part, pour les combustibles usés non retraités. Des tests ont été effectués dans le sel, la faisabilité d'un centre de stockage a été étudiée et sa conception détaillée a été réalisée.

En particulier, sur une période d'une vingtaine d'années, des démonstrations complètes ont été effectuées pour le transport et la manutention à grande profondeur d'emballages POLLUX de combustibles irradiés d'une masse de 65 tonnes, au moyen de chariots de 20 tonnes. Il a été ainsi démontré que des conteneurs POLLUX contenant des combustibles irradiés peuvent être stockés dans le sel, dès que leur température devient inférieure à 200 °C. Il ne se produit en effet ni fissure ni déformation dans le sel environnant. En complément aux essais faits sur les conteneurs de combustibles irradiés, des tests complémentaires ont été faits à Asse pour des conteneurs de déchets de haute activité vitrifiés provenant de La Hague et des Etats-Unis.

Par ailleurs, sur le plan logistique, il a été démontré qu'il est possible de mettre en place, en sous-sol, un réseau ferré complet, avec ses rails et ses locomotives électriques, opérationnel pendant plusieurs années malgré la fermeture naturelle progressive des galeries creusées

dans le sel¹²⁸. S'agissant des transports, une voie ferrée arrive à 20 km de Gorleben, le transport routier devant alors prendre le relais.

Enfin, des essais ont été effectués pour le développement et la fermeture de puits. La réalisation de systèmes de surveillance à long terme a été étudiée, ainsi que les conditions de la réversibilité.

Au vu des études effectuées, la réversibilité est possible mais coûteuse. A priori, la réversibilité est assurée pendant la période d'exploitation du centre, le remblayage pouvant intervenir à tout moment.

L'idée qui prévaut actuellement pour assurer la réversibilité serait de remblayer les galeries afin de garantir la sûreté mais de maintenir en l'état les puits d'accès, de manière à faciliter la descente rapide de machines de récupération en cas de besoin.

Selon les derniers concepts étudiés par le DBE, le dôme de sel de Gorleben pourrait être le siège du centre de stockage unique recevant les déchets de haute activité issus du retraitement, les combustibles usés non retraités et l'ensemble des déchets non thermiques issus de l'ensemble des réacteurs nucléaires allemands depuis leur démarrage jusqu'à leur arrêt prévu entre 2020 et 2030.

12 à 14 km de tunnels creusés en U à – 880 mètres de profondeur suffiraient pour recevoir, dans des galeries horizontales perpendiculaires au tunnel d'accès, les combustibles usés dans les surconteneurs POLLUX, et les conteneurs de déchets vitrifiés de haute activité et les déchets de moyenne activité de type coques et embouts, dans des puits forés dans le sol des galeries¹²⁹.

Selon le DBE, un tel stockage serait d'une sûreté maximale, puisqu'une hauteur de 600 m de sel séparerait le stockage des 260 mètres de couches géologiques supérieures¹³⁰.

Les investissements directs réalisés sur la couche de sel de Gorleben, entre 1979 et 2000, représentent un montant total de 1,3

¹²⁸ La vitesse de fermeture naturelle des galeries sous la pression de la roche est de 20 à 40 cm par an. Il a en outre été démontré qu'au sein de la couche de sel, il n'y pas de corrosion car le milieu est totalement anhydre.

¹²⁹ Les sur conteneurs correspondants sont en cours d'étude.

¹³⁰ Selon le DBE, une hauteur de 30 à 50 mètres de sel au dessus des galeries suffirait à garantir la sûreté.

milliard €, dont 140 millions € pour les études et explorations de surface, 690 millions pour les puits et les galeries, 470 millions pour les infrastructures en surface ou en sous-sol.

Expressément visées par le compromis sur le retrait du nucléaire, des dépenses de maintien en activité du centre peuvent être engagées pendant le moratoire de 3 à 10 ans, sur la base de 20 millions € par an. Le DBE estime enfin, qu'avant une éventuelle mise en service, la caractérisation du site devra être améliorée vers le nord-est, ce qui représentera un investissement additionnel de 300 millions €.

Sur le plan de la consultation des parties prenantes, de nombreuses initiatives ont été prises. Les ministres présidents CDU de Basse Saxe ont consulté les partis politiques locaux, et organisé en 1979 une réunion de sept jours à Hanovre où les différentes forces politiques et sociales ont été interrogées. Fin 1979, la décision a donc été prise par le Gouvernement SPD / FDP (sociaux-démocrates et libéraux) d'étudier la création d'un centre de stockage dans la couche de sel de Gorleben, en Basse Saxe.

Pourtant, le BFS, organe du ministère de l'environnement BMU, estimait pour sa part en janvier 2004, que les critères de choix de Gorleben n'avaient pas été transparents et que la décision avait été prise par des « *cercles restreints* »¹³¹.

Au contraire, selon M. Kurt-Dieter GRILL, Député au Bundestag, le site de Gorleben est approuvé à 90 % par les différents niveaux de représentation politique de Basse Saxe, qu'ils soient CDU ou SPD. Le conseil municipal de la commune de Gartow où se trouve Gorleben est à 80 % en faveur du stockage intermédiaire de surface et de l'étude de la formation saline en vue de la construction d'un stockage définitif. De surcroît, 90 % des visiteurs des galeries de démonstration expriment leur confiance dans la sûreté du projet.

Les opposants au centre de stockage ainsi qu'aux transports de déchets vers l'entreposage de Gorleben, semblent minoritaires sur le plan politique et pour la plupart issus de régions éloignées¹³².

¹³¹ Entretien avec le Dr. HOFFMANN, BFS, BMU, Gorleben, 21 janvier 2004.

¹³² Des nombreuses petites exploitations agricoles du voisinage de Gorleben ont été achetées par des opposants habitant Hambourg. Entretien avec le Dr HOFFMANN, Gorleben, 21 janvier 2004.

L'intérêt de Gorleben pour les exploitants nucléaires est aujourd'hui d'autant plus grand qu'un centre d'entreposage intérimaire y a été construit pour les déchets de haute activité provenant du retraitement des combustibles usés.

Bien qu'il ait reconnu que Gorleben se prête au stockage définitif des déchets de haute activité, le Gouvernement du Chancelier Schröder a décidé, en octobre 2000, un moratoire de 3 à 10 ans pour les travaux miniers, les expériences scientifiques et les tests techniques opérés sur le site.

Ce moratoire sur les expériences scientifiques conduites sur le site est justifié, selon le ministère de l'environnement, par les critiques relatives à l'adéquation des couches salines en général, sur celle de Gorleben en particulier, à la couverture géologique de la couche saline ainsi qu'aux propriétés des nappes phréatiques locales¹³³.

En complément aux recherches génériques sur le sel qui continuent d'être commanditées par le ministère de l'économie et du travail, c'est pourtant par des recherches spécifiques que les doutes formulés sur Gorleben pourraient être levés¹³⁴. Le ministère de l'environnement juge toutefois inutile la poursuite des recherches sur ce site¹³⁵.

La réalisation du stockage de Gorleben est compliquée par le fait qu'une société d'extraction du sel a été constituée par les opposants et doit demander une autorisation d'exploitation au tribunal administratif du Land. Le Gouvernement fédéral a la possibilité d'interdire cette exploitation, à condition toutefois de déclencher la procédure adéquate auprès du tribunal. Au cas où il ne le ferait pas, c'en serait fini du projet de stockage.

Selon M. GRILL, le total des dépenses directes ou indirectes effectuées à Gorleben s'élève à 2,4 milliards DM. Pour EnBW, en

¹³³ Parmi les 13 questions techniques présentées comme non résolues et qui ne peuvent pourtant pas trouver de réponse sur le site de Gorleben du fait du moratoire, figurent les conséquences de l'hydrolyse du sel de gemme, la formation de gaz dans le sel gemme, les possibilités d'intrusion volontaire dans le site, l'intérêt et les limites de la réversibilité, les avantages et les inconvénients respectifs des autres formations rocheuses.

¹³⁴ Ces doutes sont au nombre de 9, détaillés dans le rapport AKeN (voir plus loin).

¹³⁵ Entretien avec M. SPINCZYK-RAUCH, Bonn, 22 janvier 2004.

incluant les dépenses indirectes passées, présentes et futures, le coût de l'abandon du site s'élèverait à 3-5 milliards €.

2. La mine de fer désaffectée de Konrad

L'ancienne mine de fer de Salzgitter-Konrad a fait l'objet, depuis 1976, de nombreuses études, dans la perspective de son utilisation pour le stockage définitif des déchets de faible ou moyenne activité à vie longue ou à vie courte, sans dégagement de chaleur¹³⁶.

S'étendant sur 60 km dans la direction nord-sud et sur 12 km dans la direction est-ouest, le gisement de minerai de fer de Salzgitter, qui date de 100 millions d'années comprend 1,4 milliard de tonnes de réserves, dont 60 millions de tonnes seulement ont été extraites. Ce gisement a la forme d'une couche de 12 à 18 mètres d'épaisseur, inclinée de 22° d'est en ouest, située à une profondeur de 800 à 1000 mètres, entourée au-dessus et au-dessous de couches d'argile et de craie imperméables à l'eau.

Le gisement de Salzgitter a été découvert en 1933, exploré dans les années cinquante, et exploité à partir de 1965. En raison des difficultés d'extraction à grande profondeur, de la teneur en fer du minerai limitée à 23-33 % et de présence de phosphore et de soufre dans le minerai, il a été mis fin à cette activité en 1976.

Dès 1976 et jusqu'en 1982, des expériences scientifiques et techniques comportant des mesures directes sur le site, ont été effectuées dans les galeries de mines préexistantes, afin d'étudier la possibilité d'y stocker des déchets radioactifs non thermiques.

Les vingt années écoulées entre 1982 et 2002, ont été consacrées à la préparation du centre de stockage proprement dit et à la procédure d'examen de la demande d'autorisation d'exploiter le centre.

Le site de Konrad, qui a servi à l'exploitation du gisement de minerai de fer de Salzgitter, comprend deux puits opérationnels, situés à 1,5 km de distance, le puits n° 1 descendant à 1233 m et le puits n° 2 à

¹³⁶ Les aciéries de Salzgitter ont été créées dans les années 1930 par le régime nazi, autour des gisements de fer de la région. Trente neuf communes rurales ont ensuite été fusionnées autour de Salzgitter. Approvisionnées par du minerai de fer suédois acheminé par le canal voisin, les aciéries de Salzgitter sont aujourd'hui en déclin malgré le débouché proche des usines Volkswagen de Wolfsburg.

1000 m de profondeur, avec 6 différents niveaux d'arrêts pour accéder à des galeries inclinées en « *semelle* » allant de - 800 à - 1300 m.

Le puits n° 1 sert à l'entrée d'air, au transport de matériels, de personnels, de remblais et des matériaux d'extraction. Le puits n° 2, qui sert actuellement à la sortie d'air, servirait pour la descente des colis de déchets et pourrait être mis en service à cet effet dès l'autorisation définitive accordée.

La mine déclassée de Konrad comprend 40 km de tunnels sur 6 niveaux différents, autour desquels des cavités perpendiculaires de stockage pourraient être creusées. La démonstration a été apportée que les cavités sont stables pendant 13 à 14 ans, moyennant la pose de tirants¹³⁷. L'objectif est d'accueillir 300 000 m³ de déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL), de faible ou moyenne activité à vie courte (FMA-VC), pour une exploitation possible jusqu'en 2080¹³⁸. Il est prévu d'accepter des conteneurs de 20 tonnes, au rythme de 17 unités par jour pour un potentiel d'accueil de 20 000 m³ par an, les cavités de stockage étant creusées au fur et à mesure des besoins¹³⁹. La totalité de ces cavités devraient être aménagées dans la couche de minerai de fer.

Pour déterminer la sûreté de Konrad, trois critères fondamentaux ont été utilisés : d'abord le critère d'une augmentation de température au contact des conteneurs inférieure à 3 °K, ensuite la criticité et enfin l'impact radiologique à très long terme. Les modèles utilisés montrent que l'impact radiologique du centre de stockage ne pourrait pas se produire avant 360 000 ans et que cet impact serait inférieur à 0,3 mSv/an.

La demande d'autorisation d'exploitation indique que tous les déchets radioactifs pourraient être stockés à Konrad, à l'exception des déchets de haute activité et des combustibles usés. Pour sa part, le DBE estime que ces derniers pourraient aussi l'être aussi à Konrad mais le Gouvernement s'y oppose. Au final, le critère d'admission des déchets à

¹³⁷ Les galeries de service, qui devront être creusées dans l'argile, seront stabilisées avec des tirants, des treillis et du béton projeté, selon une technique classique.

¹³⁸ Alors que 60 000 m³ qualifiés pour Konrad sont en attente dans les centrales nucléaires allemandes et les centres de recherche, on s'attend qu'au final un tiers des déchets entreposés proviennent des centrales nucléaires, un tiers de l'industrie nucléaire et le dernier tiers des centres de recherche.

¹³⁹ La vitesse de creusement atteinte à Konrad est de 9 à 12 m par jour, avec une haveuse ripante.

Konrad est que l'augmentation de température au contact du conteneur ne dépasse pas 3 °K.

Sur le plan administratif, une seule autorisation était requise pour avoir l'autorisation finale de stockage de déchets de faible ou moyenne activité dans les galeries de Konrad, cette autorisation portant sur l'aménagement du site en site de stockage définitif, sur sa gestion, son remplissage et sa fermeture par remblayage, sur la base de la législation minière allemande.

La demande d'autorisation a été faite par l'Etat fédéral représenté par le BFS, qui sera détentrice de l'autorisation. La procédure a comporté une publication des documents techniques et une consultation de 8 semaines de la population, avec discussion des objections avec le public. À l'issue de cette consultation, les autorités locales ont participé à l'évaluation de la sécurité du projet, aidées par des experts indépendants.

En mai 2002, la création du centre de stockage a été autorisée par le Land de Basse Saxe, sur la demande du Gouvernement fédéral.

Pour ne pas obérer l'avenir de Konrad, il serait nécessaire et possible de passer à une phase opérationnelle, malgré les quatre recours juridiques en cours d'instruction par la cour administrative du Land début 2004¹⁴⁰. Ces quatre recours ont été présentés par trois communes concernées et par une personne privée, dans le délai imparti par le tribunal, et ne pourront pas être complétés¹⁴¹.

Refusant de déclarer l'urgence pour leur instruction, comme il en aurait la possibilité, le Gouvernement fédéral, en accord avec les exploitants nucléaires, a décidé d'attendre le jugement des tribunaux avant de mettre en service le centre mais n'a pas renoncé à déclarer la procédure d'urgence, qui, de fait, pourrait être utilisée à tout moment.

S'agissant des délais d'une éventuelle mise en service de Konrad, le BFS fait état d'un délai de 6 ans, pour faire construire les machines de logistique, rénover les installations électriques de l'ancienne mine et aménager le site en surface et en sous-sol.

¹⁴⁰ Entretien avec M. Kurt-Dieter GRILL, Berlin, 20 janvier 2004.

¹⁴¹ Selon la loi, le tribunal définit un délai de recours, au-delà duquel aucune nouvelle plainte n'est recevable.

Le coût des travaux de recherche et de démonstration réalisés à Konrad jusqu'en 2003, s'élève à 800 millions €. La mise en service du centre nécessiterait un investissement supplémentaire de 310 millions €¹⁴². Le coût d'exploitation du centre de stockage est estimé à 35 millions € par an.

En définitive, l'Allemagne dispose avec Gorleben et Konrad de deux sites potentiels de stockage géologique, qui ont fait l'objet d'études très poussées, tant au plan scientifique que technique.

Leur mise en service pourrait se faire rapidement, en cas de décision politique favorable.

III.- LE PROCESSUS DE DECISION

Mis en service avant la réunification de l'Allemagne, le centre de stockage de Morsleben, situé à -524 mètres dans une couche de sel à la frontière de la Basse Saxe et de la Saxe Anhalt, a été fermé en 1998¹⁴³.

La mine de sel d'Asse, où de nombreuses expériences sur le comportement du sel vis-à-vis de la rétention de radioéléments ont été effectuées, a également été fermée.

Les possibilités offertes par l'ancienne mine de fer de Salzgitter-Konrad, sont repoussées *sine die*, du fait de recours juridiques.

Quant au site de Gorleben, les recherches et les travaux d'aménagement sont suspendus depuis 2001.

Cette situation recouvre des positions diamétralement opposées, de l'industrie, et des partis politiques de la coalition soutenant le Gouvernement du Chancelier Schröder.

¹⁴² Selon le Directeur de Konrad. Le BFS fait état pour sa part d'un montant de 700 millions €.

¹⁴³ La fermeture de Morsleben est imputable, sur le plan technique, à la présence d'une nappe phréatique au voisinage de la couche de sel.

1. La CDU/CSU, le ministère de l'économie et du travail et les exploitants nucléaires en faveur de la continuation des travaux à Gorleben et à Konrad

Fin 2003, une initiative a été prise par le Gouvernement CDU de Basse Saxe, visant à l'annulation du moratoire relatif à Gorleben et, donc, à la reprise des travaux de R&D sur le site, ainsi qu'à la mise en service immédiate de Konrad.

Des sommes considérables ayant été dépensées pour l'étude du stockage définitif de déchets radioactifs à Gorleben et à Konrad, les exploitants nucléaires déplorent, pour leur part, qu'il n'y ait pas de volonté politique pour continuer. Au demeurant, la recherche d'autres sites entraînerait des années de procédure rendant quasiment impossible la mise en service du stockage en 2030. Les exploitants nucléaires ne sont pas disposés à abandonner ni Gorleben ni Konrad.

Pour le ministère de l'économie et du travail (BMWA), il ne fait pas de doute que la réalisation d'un stockage définitif dans une formation géologique est réalisable de façon sûre. Les deux milieux privilégiés par le ministère de l'économie et du travail BMWA sont les milieux anhydres que sont le sel et l'argile¹⁴⁴, une préférence très nette étant donnée au sel.

2. Les Verts et le ministère de l'environnement en faveur d'une remise à plat du processus

Pour le groupe parlementaire des Verts au Bundestag¹⁴⁵, le choix du site de Gorleben, il y a dix-vingt ans, pour le stockage des déchets de haute activité et de moyenne activité, a été fait par les exploitants, sans études scientifiques sérieuses. D'où une résistance forte et durable des populations concernées.

Le ministre de l'environnement, M. Jurgen Trittin, a, en conséquence décidé de reprendre la question à la base, en commençant par l'élaboration d'un rapport, le rapport AKeN, qui fixe les principes d'une nouvelle approche et dont l'élaboration a rassemblé des représentants de tous les partis politiques, avant que la CDU/CSU, en

¹⁴⁴ Aux dires des experts du BMWA, le seul granite sec existant sur le continent se trouve en Sibérie.

¹⁴⁵ Entretien avec M. Christoph BEUZE, Berlin, 19 janvier 2004.

désaccord avec ses conclusions dilatoires, ne se retire de la phase ultérieure.

2.1. Les principes de base

Le principe pollueur – payeur s’applique aux exploitants nucléaires qui doivent financer la gestion des déchets radioactifs. Le Groupe des Verts au Bundestag reconnaît que l’Allemagne a la responsabilité de gérer les déchets radioactifs produits sur son sol et qu’en conséquence, l’exportation de ceux-ci en Russie n’est pas possible.

Pour le ministre de l’environnement, M. Jurgen TRITTIN, comme pour le SPD, il convient de construire un seul dépôt souterrain qui recevrait tous les types de déchets radioactifs.

L’objectif est l’entrée en service du site définitif en 2030, date considérée comme la plus proche envisageable. La structure fédérale de l’Allemagne complique en effet la démarche, d’autant que l’opposition CDU/CSU gouverne certains Länder.

Pour le Groupe des Verts au Bundestag, il ne sera pas nécessaire de construire de laboratoire souterrain de recherche, des forages pouvant suffire pour la reconnaissance du site.

Pour le ministère de l’environnement¹⁴⁶, Même si des difficultés techniques sont probables, il est essentiel de mettre en service un seul site de stockage recevant l’ensemble des déchets radioactifs, de le refermer définitivement en en faisant un stockage irréversible, de manière que « *ce soit fini une fois pour toutes* », comme le demandent les Allemands.

2.2. Le rapport du groupe de travail AKeN

À l’initiative du ministère de l’environnement, un groupe de travail a été constitué en 1999, regroupant des experts scientifiques décrits comme indépendants, auxquels il a été assigné une triple mission : d’abord définir des critères pour la recherche de sites de stockage géologique en prenant en compte tous les milieux géologiques possibles – sel, argile, granite –, ensuite élaborer une méthode pour la

¹⁴⁶ Entretien avec M. SPINCZYK-RAUCH, directeur général au ministère de l’environnement, Bonn, 22 janvier 2004.

participation du public et enfin, imaginer comment l'expertise internationale pourrait être mise au service du projet allemand de construction d'un site de stockage.

Le rapport final du groupe AKeN, remis en décembre 2002, comporte une carte géologique de l'Allemagne et propose cinq lieux de sites potentiels, qui se trouvent tous en Basse Saxe, comme Gorleben et Konrad.

En tout état de cause, le rapport AKeN reconnaît la nécessité du stockage définitif des déchets radioactifs, tout en jugeant cette démarche impossible sans l'accord de la population.

Le ministère de l'environnement entend présenter un projet de loi révisant la loi en vigueur sur l'énergie atomique, après une concertation avec les autres ministères, en particulier le ministère de l'économie et du travail et avec les Länder. Selon les orientations exposées en janvier 2004¹⁴⁷, le projet de loi proposerait la création d'un groupement d'utilité publique chargé de mettre en œuvre une méthode transparente et agréée par l'opinion publique pour la sélection de plusieurs sites en vue de la construction d'un site central et de financer les études correspondantes.

Le Parlement interviendrait ensuite pour désigner deux sites potentiels et désigner, après des études complémentaires, le site définitivement retenu dont la mise en service devrait intervenir en 2030.

S'agissant de la caractérisation des deux sites, le ministère de l'environnement n'estime pas obligatoire la construction d'un laboratoire souterrain, les forages depuis la surface pouvant suffire dans de nombreux cas¹⁴⁸. Sur la question du choix de la réversibilité ou de l'irréversibilité du site central de stockage, le groupe AKeN n'a pas fait de recommandation claire.

Il n'est pas inutile de noter qu'au sein même du groupe AKeN, deux conceptions se sont opposées sur les modalités de la consultation des populations concernées. D'un côté, selon une approche de démocratie participative, il peut être jugé essentiel d'obtenir l'adhésion de la population concernée, ce qui peut rallonger la procédure de

¹⁴⁷ Entretien avec M. SPINCZIK-RAUCH, Directeur général du BMU, Bonn, 22 janvier 2004.

¹⁴⁸ Entretien avec M. SPINCZIK-RAUCH, Directeur général du BMU, Bonn, 22 janvier 2004.

plusieurs années pour trouver une population favorable au projet. D'un autre côté, on peut estimer indispensable de pouvoir imposer une solution à un moment donnée, de façon à mettre un terme aux discussions engagées.

Le groupe de travail AKeN recommande enfin que la construction d'un site de stockage s'intègre dans une approche de développement régional avec une forte dimension scientifique et ne se résume pas à l'octroi de compensations seulement financières. Loin de se réduire aux technologies minières, l'axe de développement devrait être choisi de manière à maximiser l'attractivité de la région. C'est à l'État fédéral qu'il incombera d'impulser ce développement, une telle charge ne pouvant être ajoutée à celles, déjà lourdes, du groupement d'utilité publique chargé de sélectionner des sites et d'obtenir l'adhésion des populations.

3. Les options politiques du SPD concernant l'aval du cycle

Compte tenu des divergences entre les deux ministères de l'économie et de l'environnement, la position du SPD est essentielle pour l'avenir de la gestion des déchets radioactifs.

Selon le SPD¹⁴⁹, il appartient à l'Allemagne de stocker définitivement sur son sol ses déchets radioactifs, ce qui exclut leur exportation dans tout autre pays, y compris dans un éventuel centre de stockage commun à tous les pays de l'Union européenne¹⁵⁰.

Ce stockage devra intervenir en souterrain et offrir la fiabilité maximale, ce qui semble imposer, après le stockage des derniers déchets de haute activité, la fermeture irréversible du centre. La controverse sur les avantages respectifs de la réversibilité et de l'irréversibilité est aujourd'hui tranchée. Pour minimiser les risques de fuite des radionucléides et d'attaques terroristes, le SPD jugeait début 2004 que, pour obtenir une sûreté maximale, il était nécessaire de recourir à un

¹⁴⁹ Entretien avec Mme Ulrike MEHL, Députée SPD, porte-parole du Groupe SPD du Bundestag pour les questions d'environnement, 19 janvier 2004.

¹⁵⁰ Alors que différentes initiatives sont prises en faveur de stockages internationaux, notamment par la Russie, la Slovaquie, et par l'AIEA, l'Allemagne s'y oppose.

stockage géologique irréversible. Les Verts étaient sur la même position¹⁵¹.

Par ailleurs, il s'agit de concevoir un centre de stockage unique, recevant l'ensemble des déchets, de haute, moyenne ou faible activité. En dépit des inconvénients d'un tel site, qui ne peut, selon les scientifiques, être optimal pour chaque catégorie de déchets, il paraît plus facile aux responsables politiques du SPD, d'avoir un seul site centralisant l'ensemble des déchets.

Ce point a été visé dans l'accord politique de coalition SPD / Verts d'octobre 1998, mais omis dans l'accord de 2002.

Pour le SPD, il est clair qu'une fois réalisé l'arrêt du dernier réacteur nucléaire, la centralisation des déchets dans un seul site de stockage puis sa fermeture permettront de tourner définitivement la page du nucléaire en Allemagne.

La qualité du granite allemand n'étant pas satisfaisante, le sel et l'argile sont préférables, le SPD n'émettant pas de préférence pour l'un ou pour l'autre.

Point important du consensus nucléaire en Allemagne, il est admis que toutes les centrales allemandes doivent avoir un stockage intérimaire, l'ont demandé et ont été autorisées à s'en doter. Les combustibles usés non retraités seront donc stockés dans des conteneurs CASTOR, jusqu'à ce que leur activité, décroissante, soit compatible avec le stockage définitif.

4. La nécessité d'une décision de la Chancellerie pour le stockage définitif

Si l'accord de retrait du nucléaire de juin 2000, signé par le Gouvernement et l'industrie statue sur les grandes lignes de la gestion des déchets radioactifs, il manque toutefois de précision sur le choix d'un site de stockage. De son côté, le Gouvernement fédéral n'a pas pris non plus de décision claire et définitive à ce sujet.

¹⁵¹ Préconisant la réversibilité, la CDU/CSU est sur une position contraire.

Ainsi qu'on l'a vu plus haut, le ministère de l'économie et du travail (BMWA) est favorable à l'entrée en service des sites de Gorleben et de Konrad.

S'agissant de Gorleben, la position du BMWA est renforcée par le moratoire de 3 à 10 ans intervenu le 1^{er} octobre 2000, afin de lever par la recherche les doutes du ministère de l'environnement (BMU) sur ce site. Dans l'esprit des responsables du BMWA, le moratoire pour l'entrée en service de Gorleben sera levé à la fin des recherches dont les conclusions en faveur du site ne font pas de doute.

Mais les responsables du ministère de l'environnement BMU sont d'un avis opposé.

Quant au site de Konrad, il a été autorisé le 5 juin 2002 par le Land de Basse Saxe. Au motif que les procédures légales d'autorisation n'auraient pas été respectées, cette décision a été déferée par les opposants devant la cour administrative de Basse Saxe, avec un appel possible devant la cour administrative fédérale.

En l'espèce, compte tenu des divergences existant entre le ministère de l'économie et du travail et le ministère de l'environnement, il appartient à la Chancellerie fédérale de prendre une décision.

III.- L'entreposage de combustibles usés

L'Allemagne dispose à Auhaus, en Rhénanie du Nord – Palatinat, d'un centre d'entreposage de combustibles irradiés. Le concept est l'utilisation sous contrôle des conteneurs Castor.

Les déchets de haute activité provenant du retraitement des combustibles usés à La Hague et Sellafield sont entreposés en surface à Gorleben, en attendant l'ouverture en 2030 d'un centre de stockage définitif, dans des surconteneurs CASTOR.

L'accord de consensus sur le retrait progressif du nucléaire dispose que le retraitement des combustibles usés allemands est interdit à partir de juillet 2005.

En conséquence, toutes les centrales nucléaires allemandes seront dotées d'aires d'entreposage des combustibles irradiés sortis des réacteurs à partir de la mi-2005.

L'Allemagne disposera alors de 13 sites d'entreposage de combustibles usés, situés à proximité des centrales.

Les conteneurs de combustibles irradiés, intitulés POLLUX¹⁵², seront également entreposés dans des surconteneurs CASTOR, qui offrent de bonnes conditions de sûreté et de sécurité, notamment vis-à-vis de l'incendie, des chutes en hauteur et de détournement¹⁵³. Pour accroître la sûreté de l'entreposage, notamment vis-à-vis de chutes d'avions, les conteneurs CASTOR pourront être disposés dans des halls en béton.

Pour les autorités allemandes, l'abandon du retraitement et la multiplication des entreposages présenteront l'avantage de minimiser les transports de combustibles, qui suscitent des manifestations.

L'entreposage au pied des centrales est autorisé pour seulement 30 ans, dans l'attente de la construction du stockage souterrain définitif, auquel les combustibles irradiés accéderont, une fois leur charge thermique réduite.

Le BFS, du ministère de l'environnement, estime toutefois que les surconteneurs CASTOR ont une durée de vie de 40 ans au moins.

IV.- Le stockage des déchets de faible ou moyenne activité

En l'Allemagne, le stockage des déchets de faible activité s'effectuera, selon le SPD, sur le site unique de stockage géologique qui devra accueillir tous les types de déchets radioactifs et dont la mise en place est prévue pour 2030.

Ce centre de stockage comprendra plusieurs puits, dont l'un réservé aux déchets de faible activité.

Pour le moment, un centre d'entreposage intérimaire existe dans chaque Land concerné, pour les déchets de faible ou moyenne activité, dans l'attente du centre de stockage définitif.

¹⁵² Les conteneurs POLLUX sont des cylindres de 5,5 mètres et de diamètre 1,5m.

¹⁵³ Qu'ils contiennent des combustibles usés ou des déchets de haute activité, les conteneurs Castor ont des caractéristiques extérieures identiques mais des aménagements intérieurs adaptés à leur contenu.

Entre 1981 et 1998, les déchets de faible activité ont été stockés dans l'ancienne mine de potasse et de sel de Morsleben.

Pour le Groupe SPD au Bundestag, le centre de stockage de Morsleben dans une mine de sel désaffectée a été fermé, car il a été jugé non fiable¹⁵⁴.

La mine de fer de Konrad, près de Salzgitter, en Basse Saxe est dans l'attente d'une autorisation de fonctionnement. Cette mine pourrait aussi être utilisée pour les déchets de haute activité.

Enfin, la mine de sel désaffectée d'Asse pourrait aussi convenir pour ce type de stockage, au cas où la mine de Konrad ne serait pas autorisée.

V. Le financement de la gestion des déchets nucléaires

Le financement de la gestion des déchets est assuré en Allemagne par les réserves constituées dans leurs comptes par les exploitants nucléaires, selon un pourcentage de leur production.

Au travers de la proposition de « *paquet nucléaire* » de la Commissaire à l'énergie et aux transports, Mme Loyola de Palacio, la Commission européenne a critiqué implicitement ce mécanisme au motif que les provisions ainsi constituées pouvaient d'une part servir à financer des dépenses n'ayant pas de rapport avec leur objet et d'autre part être potentiellement menacées par une éventuelle faillite des entreprises. Mme de Palacio a en conséquence proposé la constitution de fonds dédiés.

Selon le Groupe Vert du Bundestag¹⁵⁵, le Gouvernement SPD / Verts, aurait considéré favorablement cette proposition sur le plan des principes. Les exploitants nucléaires y étaient au contraire opposés, la mise en place d'un tel mécanisme les obligeant à extraire les provisions de leurs comptes, déséquilibrant leur structure financière.

¹⁵⁴ Entretien avec Mme Ulrike MEHL, Députée au Bundestag, Présidente du groupe de travail SPD sur l'environnement, le Dr. Wolf-Dieter GLATZEL, conseiller nucléaire,

¹⁵⁵ Entretien avec M. Christopher BEUZE, Berlin, 19 janvier 2004.

En définitive, le Gouvernement allemand s'est rangé à la position de l'industrie, le retrait du nucléaire accepté par celle-ci ayant pour contrepartie la stabilité de la législation pour la période d'exploitation restant à courir.

B.- La gestion des déchets radioactifs en Belgique

L'adoption en 2003 par le Parlement belge d'une loi limitant, sauf circonstances exceptionnelles, la durée de vie des 7 réacteurs belges à 40 ans, échéance qui sera atteinte en 2015 pour les plus anciens et en 2025 pour les réacteurs les plus récents, n'a pas modifié le processus de recherche d'une solution à long terme pour la gestion des déchets radioactifs.

I.- L'ORGANISATION DE LA RECHERCHE SUR LES DECHETS RADIOACTIFS

1. La SCK-CEN, pivot de la recherche

Le SCK-CEN (Centre d'études nucléaires), fondation d'utilité publique, joue un rôle prédominant dans la recherche nucléaire en Belgique, avec un budget de 75 millions € par an alimenté pour moitié par le Gouvernement et pour moitié par des contrats de recherche avec l'industrie ou l'ONDRAF. Les effectifs du SCK-CEN sont de 600 personnes auxquels s'ajoutent environ 150 universitaires, dont l'âge moyen est nettement plus faible que dans la plupart des autres centres de recherche nucléaire mondiaux.

Le SCK-CEN possède deux réacteurs de recherche, le BR1 mis en service en 1956 et le BR2, réacteur à très haut flux comparable au réacteur français Osiris¹⁵⁶.

Les priorités du SCK-CEN dans le domaine de la recherche nucléaire portent aujourd'hui sur le projet MYRRHA de réacteur sous-critique piloté par accélérateur, sur la formation, sur les sciences humaines appliquées au problème de l'acceptation de la science par la

¹⁵⁶ Le SCK-CEN a également mis en œuvre le premier réacteur à eau pressurisée à avoir fonctionné en dehors des Etats-Unis, le réacteur BR3, aujourd'hui démantelé.

société, sur les applications médicales et sur les réacteurs nucléaires de propulsion spatiale.

S'agissant des études relatives au stockage souterrain, le SCK-CEN dispose avec son laboratoire souterrain HADES à Mol, d'un outil d'une grande importance pour l'étude de l'argile de Boom en particulier et pour la détermination des propriétés de ce milieu vis-à-vis d'un éventuel stockage souterrain.

2. L'ONDRAF au centre de la gestion des déchets radioactifs

Détenant un monopole pour la gestion des déchets radioactifs, l'ONDRAF (Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies) est un organisme public sans but lucratif, sous la tutelle du ministère de l'énergie, créé en 1980.

Trois lois successives ont créé l'ONDRAF, précisé ses missions, introduit une obligation d'inventaire et fixé les modalités de financement de certaines de ses activités¹⁵⁷.

Les missions de l'ONDRAF sont les suivantes :

- réaliser l'inventaire des déchets radioactifs et vérifier que les financements nécessaires existent pour en assurer la gestion
- procéder à l'enlèvement et aux transports des déchets radioactifs
- assurer le traitement, le conditionnement et l'entreposage des déchets
- mettre en œuvre des solutions de gestion à long terme des déchets
- assurer le démantèlement et la gestion des matières fissiles excédentaires.

¹⁵⁷ Lois du 8 août 1980, du 11 janvier 1991 et du 12 décembre 1997. Arrêtés royaux du 30 mars 1981, du 16 octobre 1991, du 31 mai 2000, du 18 novembre 2002, et du 4 avril 2003.

3. Les études et les réalisations pour la gestion des déchets en Belgique

Concernant la gestion des déchets, la Belgique est encore à la recherche des solutions définitives pour l'ensemble des déchets, de faible, moyenne ou haute activité.

Tableau 8 : Estimations des volumes des déchets en 2070 et solutions retenues
(source : ONDRAF)

Catégorie	Volume estimé	Situation actuelle	Destination finale
Déchets FA-VC (faible activité - vie courte)	72 000 m ³	Entreposage sur le site de Belgoprocess	- Dépôt en surface - Dépôt en profondeur
Déchets MA-VL Déchets HA-VL	17000 - 12000 m ³	Entreposage sur les sites de Belgoprocess et des centrales nucléaires	Dépôt en profondeur (géologique)

Sur la base de prestations facturées à prix coûtant aux producteurs de déchets, le chiffre d'affaires de l'ONDRAF est d'environ 100 millions € par an, pour un total de bilan de 500 millions €.

Pour mettre en place des installations de stockage définitif, l'ONDRAF a mis l'accent sur des partenariats étroits avec les populations concernées, et a comme premier objectif la construction d'un centre de stockage définitif pour les déchets radioactifs de faible activité, qui n'a pas encore débouché sur une réalisation concrète mais était en bonne voie fin 2004 sur la commune de Dessel.

S'agissant des déchets radioactifs de haute activité, la Belgique est très avancée dans la connaissance des propriétés d'une couche d'argile profonde, au demeurant localisée et étudiée au moyen d'un laboratoire souterrain à Mol, qui pourrait, semble-t-il, constituer un centre de stockage de qualité.

Toutefois, la réalisation d'un stockage souterrain à cet endroit n'est pas encore à l'ordre du jour, la poursuite des recherches étant au contraire demandée par l'ensemble des parties prenantes.

II.- Les recherches sur la transmutation des déchets

Développé par des équipes du SCK-CEN, MYRRHA est un projet de réacteur sous-critique piloté par accélérateur, d'une puissance de 50 MW, utilisant l'eutectique plomb-bismuth, et dont les usages pourront être divers.

En premier lieu, MYRRHA devra pouvoir le relais des différents réacteurs d'essai ou d'irradiation qui devront être mis à l'arrêt en 2010, après 40 à 50 années de service. Après l'arrêt de Phénix, MYRRHA sera de surcroît la seule source de neutrons rapides disponibles en Europe, équipement au demeurant indispensable pour l'étude des réacteurs de Génération IV.

Ce réacteur a pour ambition d'être un démonstrateur intermédiaire d'ADS dédié à la transmutation des déchets radioactifs, permettant ensuite de prendre une décision pour un démonstrateur industriel d'une puissance dix fois plus importante. Ayant le niveau de flux requis au niveau industriel, le démonstrateur intermédiaire MYRRHA a un niveau de puissance soigneusement choisi, de façon à marquer une étape comparable à celle de Rapsodie, un réacteur à neutrons rapides de 20-40 MW, pour Phénix (230 MW). Un débat existe toutefois sur la puissance souhaitable pour le réacteur.

L'un des intérêts majeurs du projet MYRRHA est que ses concepteurs, peu nombreux et utilisant des solutions techniques innovantes, ont une vision globale et s'attachent à rassembler les briques technologiques développées par différentes équipes extérieures¹⁵⁸.

Ce projet est conçu comme un outil flexible, permettant de tester différentes possibilités techniques, comme par exemple le refroidissement au gaz. Une approche robotique complète a été développée pour les manutentions à l'intérieur du réacteur, dans le prolongement des technologies développées pour le tokamak européen du JET. Dans le même registre, des caméras ultrasons à mémorisation d'environnement ont été développées pour la maintenance et les inspections de sûreté. Par ailleurs, les concepteurs de MYRRHA cherchent à diminuer la température du cœur, afin d'accroître les marges de sécurité.

¹⁵⁸ Audition de M. H. Aït ABDERRAHIM, SCK-CEN, Mol, 8 et 9 octobre 2003.

Du côté des accélérateurs de protons, plusieurs schémas étaient au départ en compétition. Le cyclotron a l'avantage de l'expérience acquise, des cyclotrons de faible puissance faisant même l'objet d'une petite industrialisation. D'un autre côté, les accélérateurs linéaires ne présentent pas de limite de puissance, des pertes réduites et la possibilité de spécialiser les aimants dans l'accélération des protons ou dans la focalisation du faisceau, ce qui est un gage d'efficacité. En conséquence, le choix a été fait d'un accélérateur linéaire d'une puissance de 350 MeV avec un courant de 5mA, doté de trois sections, la première d'injection (10 MeV), la seconde portant l'énergie du faisceau de 10 à 100 MeV et la troisième permettant, avec des dispositifs supraconducteurs, d'atteindre 350 MeV. La longueur de l'accélérateur est de l'ordre de 200 m.

La source de spallation de plomb-bismuth encaissant une énergie considérable qui devra être extraite à 80 % sous forme de chaleur, MYRRHA ne comportera pas de fenêtre, ce qui nécessite des démonstrations techniques complexes.

Le réacteur sous-critique aura comme fluide caloporteur l'eutectique plomb-bismuth, à savoir le même matériau que la source de spallation, qui présente de nombreux avantages : température de fusion de 123 °C, et ininflammabilité avec l'eau. Le plomb-bismuth présente toutefois des inconvénients, parmi lesquels on peut citer la nécessité en particulier d'une radioprotection sérieuse - le bismuth se transformant en polonium émetteur alpha – qui sera obtenue grâce à des dispositifs de manutention robotisés, et la corrosion qui nécessite divers types de précautions techniques.

L'un des objectifs de MYRRHA est d'avoir une fiabilité suffisante pour atteindre 70 % de temps de disponibilité. Sur le plan de la sûreté, des études importantes sont à réaliser sur un ensemble de scénarios, y compris des scénarios hors dimensionnement¹⁵⁹.

La recherche et développement encore nécessaire avant la construction de MYRRHA est chiffrée à un montant de 30 millions € sur 5 ans. Le coût de l'investissement dans MYRRHA est estimé à 500 millions €, accélérateur compris.

¹⁵⁹ Deux scénarios sont jugés importants, le premier relatif à une perte d'échangeur de chaleur ou d'une pompe primaire du réacteur avec une continuité du fonctionnement de l'accélérateur, et le second correspondant à la rupture d'un échangeur de chaleur entraînant une entrée d'eau dans le cœur et une sur-criticité qu'il conviendra de détecter.

Selon les prévisions de la fin 2003 relatives à MYRRHA¹⁶⁰, le pre-design devait être terminé fin 2004, pour un démarrage du design détaillé en 2005 et son achèvement en 2007. La durée de construction de MYRRHA est estimée à 5 ans, avec une construction en parallèle de l'accélérateur et du réacteur sur 3 ans et des tests pendant 2 ans, ce qui permettrait un démarrage effectif en 2013.

Il s'agit d'un projet phare pour le SCK-CEN, qui trouve sa place dans le projet intégré EUROTRANS du 6^{ème} PCRD.

Pour la Belgique et pour la recherche nucléaire européenne, le projet MYRRHA, qui fait appel à des technologies novatrices pour résoudre le problème des déchets, représente un pôle d'attraction pour de jeunes ingénieurs et participe ainsi au maintien des compétences, vital pour la sûreté et la pérennité de la filière tout entière.

III.- La gestion des déchets de faible activité

Pour les déchets A de faible activité, l'ONDRAF a étudié les deux options du stockage en surface et du stockage en profondeur. Pour une durée d'exploitation du parc électronucléaire belge de 40 années, le volume total anticipé est de 120 000 m³, avec une variété très étendue de déchets pour des quantités spécifiques souvent réduites et un problème particulier posé par un volume important de déchets au radium. S'agissant des déchets provenant du démantèlement, l'objectif est de mettre en place une solution opérationnelle pour 2020, dans l'hypothèse d'un arrêt des centrales après 40 ans de fonctionnement en 2015 et le début des opérations de démantèlement 5 ans après.

Il existe en Belgique un système de financement du démantèlement des installations nucléaires et de remédiation des passifs nucléaires en général.

Selon les décisions du Conseil de ministres du 16 janvier 1998, l'ONDRAF doit rechercher, en coopération avec les autorités de sûreté, une solution définitive mais réversible pour un dépôt final des déchets faiblement radioactifs. Pour localiser le concept qu'il développera à cet effet, l'ONDRAF doit se limiter aux zones existantes et aux communes intéressées, tout en incluant le projet dans un ensemble plus vaste.

¹⁶⁰ Audition de M. Hamid Aït ABDERRAHIM, SCK-CEN, Mol, 9 octobre 2003.

Deux originalités existent dans la démarche de l'ONDRAF. En premier lieu, les avantages et les inconvénients respectifs de la surface et de la profondeur pour le dépôt définitif ont été étudiés en détail. Par ailleurs, des partenariats locaux ont été recherchés.

Entre 1987 et 1990, un site de stockage avait été étudié près de Ypres, en milieu argileux. L'ONDRAF ayant subi un rejet de la part des populations locales, le Gouvernement belge a donc fixé comme mission à l'ONDRAF de rechercher un site de stockage en se limitant aux communes qui, d'une part posséderaient déjà une installation nucléaire, et, d'autre part, qui manifesteraient un intérêt pour un tel projet en profondeur ou en surface.

Des partenariats ont été créés à Dessel en 1999¹⁶¹, à Mol en 2000¹⁶² et à Fleurus-Farciennes en 2003¹⁶³, après des décisions favorables des conseils communaux¹⁶⁴. Chaque partenariat dispose d'un budget et peut recourir à des experts extérieurs.

C'est le partenariat, au sein duquel la commune dispose du pouvoir de décision, qui doit décider de l'option technique retenue - en surface ou en sous-sol. Ainsi le partenariat de Mol-Dessel étudie les deux solutions du stockage en surface et le stockage géologique, celui de Fleurus-Farciennes privilégie une solution semi-enterrée.

À tout moment, les communes concernées peuvent décider de mettre fin aux recherches. S'il décide d'aller au bout de sa démarche, le partenariat transmet un dossier au conseil communal qui décide au final si la commune accueillera ou non un centre de stockage. En cas d'acceptation, le dossier remonte aux autorités fédérales, seules habilitées à accorder l'autorisation finale de construction et d'exploitation.

Fin 2004, le dossier de Dessel, accepté par le partenariat et la commune, a été transmis au Gouvernement fédéral, qui devait d'abord choisir la solution technique - surface ou sous-sol - et ensuite délivrer l'autorisation éventuelle de construction après un examen de sûreté.

¹⁶¹ Le nom du partenariat est STOLA.

¹⁶² Le nom du partenariat est MONA.

¹⁶³ Le nom du partenariat est PaLoFF.

¹⁶⁴ Audition de M. Jean-Paul MINON, directeur général de l'ONDRAF, Mol, 9 octobre 2003.

IV.- Les projets de stockage géologique des déchets de haute activité

La problématique de la gestion des déchets radioactifs de haute activité est étudiée en Belgique depuis le début des années 1970. Dès le milieu des années 1970, c'est-à-dire au moment où commence la construction du parc électronucléaire actuellement en service, les études privilégient, selon les recommandations internationales, le stockage géologique profond, ce qui conduit à la construction du laboratoire souterrain de Mol dans une couche d'argile de Boom.

1.- L'intérêt exceptionnel du laboratoire souterrain de Mol pour l'étude de l'argile

Le laboratoire souterrain de Mol dans l'argile de Boom représente une création commune du SCK-CEN, centre de recherche nucléaire, et de l'ONDRAF, monopole public de gestion des déchets radioactifs. Ce laboratoire, intitulé HADES, est l'instrument de réalisation du projet PRACLAY, auquel a succédé le projet EURIDICE.

1.1. Le laboratoire HADES

Le laboratoire HADES est aujourd'hui une galerie d'environ 200 mètres de long, située à 222 mètres de profondeur et desservie par deux puits verticaux. Une première partie de galerie est en service depuis 1987. Une deuxième portion a été creusée en 2001.

Cette galerie a servi à faire de nombreuses études dans le cadre du projet PRACLAY et doit continuer de servir, dans le cadre du projet EURIDICE, pour une expérience de démonstration en vraie grandeur du design et de l'ingénierie d'un centre de stockage.

La première phase de construction s'est déroulée de 1980 à 1987. Pour atteindre la couche d'argile de Boom, un aquifère a dû être traversé. Au cours de l'étape suivante, pour forer dans un milieu dont on pensait qu'il aurait la consistance d'une pâte dentifrice, l'argile a été congelée au moyen de tubes frigorifiques. Cette précaution est ensuite apparue inutile, l'argile de Boom étant une vraie roche même si elle est relativement plastique. La galerie horizontale ensuite construite a été, par ses dimensions, une première mondiale dans l'argile.

1.2. Les programmes PRACLAY et EURIDICE

Mis en œuvre par un GIE, le projet PRACLAY a pour objet la démonstration d'un dépôt géologique dans l'argile et comprend trois volets : la réalisation de la maquette OPHELIE, l'extension du laboratoire HADES et la réalisation d'expériences sur les propriétés de confinement de l'argile.

La construction en surface d'une maquette d'un tronçon de 30 m de galerie a conduit à réviser le concept de stockage géologique prévu par l'ONDRAF et de l'architecture de référence.

Pour l'extension du laboratoire HADES, de 1997 à 1999 un deuxième puits a d'abord été creusé. Si l'argile n'a pas été congelée, en revanche les couches supérieures l'ont encore été. Grâce à l'expérience acquise, la vitesse de creusement du puits de 3 m de diamètre au départ et ensuite de 6 mètres, a atteint 4 m par jour, doublant la vitesse prescrite par le cahier des charges. Le creusement de la galerie PRACLAY est programmé pour la période 2005-2006.

Après l'élargissement du GIE PRACLAY et son changement de nom en EURIDICE, les travaux de démonstration de la faisabilité d'un centre de stockage ont continué.

La construction de la galerie de connexion entre les deux puits a permis de démontrer qu'il est possible de creuser une galerie dans l'argile en profondeur à des coûts acceptables et en ne créant que des perturbations limitées dans la couche. L'ONDRAF estime en conséquence qu'il n'existe désormais aucune incertitude sur les conditions de creusement dans ce milieu. De surcroît, cette réalisation a permis de modéliser la réponse hydromécanique pendant et après le creusement de l'excavation, le processus de cicatrisation restant toutefois à mieux connaître. Les études réalisées à Mol sur les perturbations du milieu géologique créées par le creusement et leur lien avec la fracturation sont d'une grande importance pour l'évaluation de la sûreté à long terme d'un stockage souterrain dans l'argile.

Les barrières ouvragées constituent également un sujet d'étude important au laboratoire de Mol, qui permet des tests en vraie grandeur, par exemple de bouchons de fermeture ou de matières de remplissage des galeries. Un nouveau programme a pour but de créer un consensus international dans ce domaine.

Enfin, un test de charge thermique sera effectué à grande échelle sur la période 2006-2016. Le but est de démontrer que la charge thermique correspondant à l'introduction des colis de déchets constituera une sollicitation acceptable du milieu vis-à-vis de la sûreté à long terme.

En tout état de cause, la couche d'argile à Opalinus de Mol a une étendue telle que le laboratoire souterrain HADES pourrait être transposé dans un rayon de 10 à 15 km.

2.- Un processus comprenant différentes étapes pour une décision sur le stockage géologique

En 1989, l'ONDRAF a soumis au secrétaire d'Etat à l'énergie un rapport intitulé SAFIR (Safety Assessment and Feasibility Interim Report), établissant un premier diagnostic sur l'adéquation de la couche d'argile de Boom, située sous la zone nucléarisée de Mol-Dessel pour le stockage géologique irréversible des déchets radioactifs de haute activité.

Une commission nommée par le secrétaire d'Etat a ultérieurement validé ce diagnostic, tout en recommandant la poursuite des recherches.

C'est pourquoi une phase de recherches supplémentaires s'est déroulée de 1990 à 2000, concernant à la fois la zone de Mol-Dessel et son argile de Boom souterraine, en tant que site de référence, et la zone de Doel, où se trouve une couche d'argile dite yprésienne, en tant qu'alternative. À la fin de cette deuxième phase de recherche, l'ONDRAF a remis le rapport SAFIR 2.

Le rapport SAFIR 2 a confirmé la possibilité d'un dépôt définitif de déchets de haute activité dans l'argile de Boom, tout en préconisant encore des études pour lever les incertitudes subsistantes.

Ainsi que l'indique l'ONDRAF¹⁶⁵, « *le type de solution actuellement envisagée pour les déchets de haute activité consiste à les isoler de la biosphère en les confinant dans une formation géologique stable, afin que leur radioactivité puisse décroître pendant le temps nécessaire (plusieurs dizaines de milliers d'années) pour qu'ils ne constituent plus un danger pour l'homme et l'environnement. La*

¹⁶⁵ Vers une gestion durable des déchets radioactifs – contexte du rapport SAFIR 2, NIROND 01-07 F, ONDRAF, décembre 2001.

formation hôte actuellement étudiée en Belgique est l'argile de Boom avec comme alternative les argiles yprésiennes ».

Le laboratoire souterrain HADES du SCK-CEN à Mol a bien entendu joué un grand rôle dans l'établissement de ce diagnostic.

Ultérieurement, un examen de type « *peer review* » a été effectué par l'AEN-OCDE en 2003 sur le rapport SAFIR 2. Cet examen a conclu que le programme est suffisamment mûr pour mener à un dépôt définitif mais il demande un cadre réglementaire spécifique et un soutien politique constant.

Selon l'ONDRAF, « *il est prématuré de se prononcer déjà définitivement sur la faisabilité technique d'un dépôt final dans l'argile de Boom, ou sur la sûreté opérationnelle à long terme d'un tel dépôt* »¹⁶⁶.

Le calendrier qu'envisage l'ONDRAF est étalé sur une longue période. Constatant que les déchets radioactifs de haute activité issus du retraitement peuvent être entreposés sur les sites actuels, le point de départ du compte à rebours pour la recherche d'une solution définitive est fixé à l'horizon 2025, année d'arrêt du dernier réacteur arrivé au bout de ses 40 ans de durée d'exploitation. Or l'ONDRAF estime que le délai de refroidissement des déchets radioactifs de haute activité avant stockage en site géologique est de 25 ans. Le centre de stockage, qui doit donc être opérationnel au plus tard en 2050, doit donc commencer à être construit en 2040, sa durée de construction étant d'environ 10 ans.

La stratégie de l'ONDRAF est donc de capitaliser sur l'expérience acquise avec les déchets de faible et moyenne activité et, d'ensuite, prendre le temps pour résoudre le problème du site de stockage des déchets radioactifs de haute activité.

Pour autant, les discussions au niveau politique ou parlementaire n'ont pas remis en cause l'option technique de référence, à savoir le stockage profond au sein d'une couche d'argile peu durcie comme celle de Mol.

¹⁶⁶ Audition de M. Jean-Paul MINON, Directeur général de l'ONDRAF, Mol, 9 octobre 2003.

V.- Le financement de la gestion des déchets en Belgique

Le financement de la gestion des déchets radioactifs en Belgique est fondé sur 4 principes : le principe pollueur-payeur, le paiement à prix coûtant, une durée d'exploitation des centrales de 40 ans, leur démantèlement en 10 ans après une période de latence de 5 années.

Afin d'assurer le financement des déchets historiques, l'Etat fédéral a mis en place, par la loi du 24 décembre 2002, une redevance proportionnelle au kWh, acquittée par les consommateurs. Auparavant, la loi du 12 décembre 1997 avait commandé un inventaire des passifs nucléaires. Les tarifs appliqués aux producteurs de déchets comprennent un coût fixe indépendant du volume total de déchets conditionnés à gérer et des coûts variables dépendant du volume et du type de déchets.

La Belgique s'est dotée d'un fonds spécial pour la gestion à long terme des déchets radioactifs, avec un mécanisme de provisionnement basé sur trois principes : une hypothèse de capacité permettant de répartir les coûts fixes, une tarification couvrant les coûts fixes et les coûts variables et une garantie contractuelle couvrant les coûts fixes. Le montant de ce fonds s'élevait à 52 millions € fin 2002.

C.- La gestion des déchets radioactifs aux Etats-Unis

Les Etats-Unis ont mis en place pour leurs déchets militaires de faible activité à vie longue le premier stockage géologique mondial, le WIPP (Waste Isolation Pilot Plant).

Pour les combustibles usés de leurs 104 réacteurs de production électrique en service commercial, qui seront stockés en l'état en application de la doctrine Ford-Carter interdisant le retraitement, le Département de l'énergie (DOE) poursuit le projet de mise en service du stockage souterrain de Yucca Mountain dans le Nevada, dont l'objectif de mise en service est 2010.

I.- La gestion des déchets radioactifs de faible activité

Selon la NRC (Nuclear Regulatory Commission), l'approche suivie pour la gestion des déchets radioactifs de faible activité aux Etats-Unis a été essentiellement pragmatique, une réglementation ayant été adoptée pour traiter chaque cas particulier, au fur et à mesure des besoins.

Le premier centre de stockage géologique opérationnel dans le monde, le WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) à Carlsbad, dans le Nouveau Mexique, prend en charge les déchets transuraniens d'origine militaire.

1.- La gestion des déchets radioactifs civils

La gestion des déchets radioactifs de faible activité est globalement régie aux Etats-Unis par une loi spécifique de 1982. Entérinant une pratique des années antérieures, une des dispositions de cette loi permet aux Etats locaux de se regrouper au sein de « *Compacts* ». Paradoxalement, depuis l'entrée en vigueur de cette loi, aucun nouveau « *Compact* » n'a été constitué durablement.

Une des évolutions majeures de la gestion des déchets de faible activité aux Etats-Unis est la réduction d'un facteur trois sur vingt ans du volume des déchets radioactifs de faible activité.

Le DOE dispose de son propre site à Hanford, au nord-ouest du pays, dans l'Etat de Washington. Le centre de Barnwell, près de Savannah River en Caroline du Sud, qui a fait partie un moment d'un « *compact* », accepte des déchets provenant de tous les Etats locaux mais ne le fera plus à partir de 2008. Le site de l'Utah, géré par la société privée Envirocare, accepte lui aussi les déchets radioactifs de faible activité de toute provenance.

En tout état de cause, toutes les tentatives faites ces dernières années pour ouvrir de nouveaux centres de stockage ont échoué, en particulier au Nebraska et en Californie. Une tentative est en cours au Texas, non loin de sa frontière avec le Nouveau Mexique.

2.- Le stockage des déchets radioactifs militaires de faible activité à vie longue au WIPP

Le stockage géologique de déchets transuraniens de faible activité d'origine militaire existe d'ores et déjà aux Etats-Unis, avec le centre opérationnel intitulé WIPP « *Waste Isolation Pilot Plant* », situé à proximité de Carlsbad dans le Nouveau Mexique.

2.1. Les caractéristiques techniques du WIPP

Un stockage géologique en activité

C'est en 1979 que le Congrès des Etats-Unis a décidé la création du WIPP, dont la construction a commencé en 1982. Au préalable, en 1957, l'Académie nationale des sciences américaine avait jugé que le sel était l'option la plus prometteuse pour le stockage des déchets radioactifs, notamment en raison de l'absence totale d'eau dans un tel milieu.

Selon la loi, le WIPP accueille des déchets militaires transuraniens de faible activité mais de longue durée de vie, pour un volume total défini au départ. Ces déchets proviennent d'activités de retraitement de matières nucléaires, de fabrication ou de démantèlement

d'armes atomiques, réalisées dans 15 à 20 installations nucléaires militaires, réparties sur tout le territoire des Etats-Unis.

C'est en 1992 que la loi intitulée « *Waste Isolation Pilot Plant Land Withdrawal Act* », amendée en 1996, a, d'une part, créé une zone d'exclusivité autour du WIPP dans laquelle toute activité est interdite, et, d'autre part, défini les déchets stockables dans la future installation et le processus réglementaire. La loi a également fixé une capacité maximale de stockage, soit 6,2 millions pieds³.

Le WIPP a accueilli son premier chargement de déchets en 1999.

Une couche de sel assurant un haut niveau de confinement

Le WIPP est implanté dans le sud-est de l'Etat du Nouveau Mexique, une région peu peuplée, et à une cinquantaine de kilomètres de la petite ville de Carlsbad (3000 habitants). Situé dans une zone particulièrement sèche avec une circulation d'eaux souterraines très faible, le WIPP est un centre de stockage creusé dans une couche de sel à 655 mètres de profondeur¹⁶⁷.

Datant de 225 millions d'années, cette couche de sel, d'une épaisseur d'un kilomètre, se trouve à 350 mètres sous la surface et s'étend sur plusieurs centaines de km dans les quatre directions. Il s'agit d'un dépôt de sel résultant d'une mer intérieure. Cette mer intérieure, présente il y a 250 millions d'années, qui avait la superficie de la mer Méditerranée, s'est remplie et vidée plusieurs fois, ce qui a conduit à la constitution d'une couche de sel en profondeur et à un dépôt de potasse plus proche de la surface. De fait, la région de Carlsbad a bénéficié de l'activité de mines de potasse, autrefois nombreuses et florissantes, qui ne sont plus actuellement qu'au nombre de deux, en raison de la concurrence des mines canadiennes. Le déclin des mines locales de potasse a fait donc apparaître le WIPP comme une activité de substitution bienvenue.

Les installations comprennent en surface 4 puits¹⁶⁸, des bâtiments de réception et de contrôle des colis, et en sous-sol, un ensemble de

¹⁶⁷ 2150 feet underground.

¹⁶⁸ Un puits sert à la remontée du sel issu du creusement des galeries, deux à l'alimentation et à l'extraction de l'air et un à la descente des colis de déchets.

galeries - 8 à terme - à partir desquelles sont creusées les cavités de stockage selon une disposition en râteau.

Les cavités dans lesquelles sont placés les déchets ont une largeur de 10 mètres pour une profondeur de 100 mètres et sont séparées les unes des autres par une épaisseur de sel d'environ 30 mètres.

Vis-à-vis du stockage, le sel présente non seulement l'avantage d'être un milieu totalement dépourvu d'eau puisque toute trace d'eau interstitielle est piégée par le sel, mais aussi celui d'emprisonner spontanément les déchets qui y sont placés. Leurs parois se rapprochant les unes des autres à la vitesse de 3 cm/an, les galeries se referment sur elles-mêmes naturellement au bout de 150 ans environ du fait de la pression. L'encapsulation totale des déchets avec reconsolidation du milieu est réalisée au bout de 1000 ans environ.

Des déchets à longue durée de vie contenant du plutonium

Les déchets stockés au WIPP sont des déchets transuraniens, de numéro atomique supérieur à 92 et d'une période supérieure à 20 ans, générés par les activités de défense. La limite d'activité est de 100 nanocuries par gramme. Les déchets contenant moins de 1 ppm de plutonium étant considérés comme des déchets de faible activité (LLW), ceux du WIPP ont un contenu en transuraniens supérieur à 1 ppm, la limite maximale étant de 100 ppm.

Les déchets stockés au WIPP sont contrôlés sur les sites de départ, au moyen de 4 lignes d'analyse transportables d'un site à un autre et sont conditionnés dans plusieurs types de conteneurs : fûts métalliques d'un volume d'environ 210 litres ou cylindres en ciment, dont les caractéristiques ont été autorisées par la NRC. Un surcroît de précaution est obtenu avec le positionnement au sommet des empilements des cylindres en béton, de sacs d'oxyde de magnésium, qui, assurant un pH élevé, empêcherait le passage en solution du plutonium en cas d'intrusion d'eau. Les cavités contenant les déchets sont fermées avec des blocs de béton de 6 mètres d'épaisseur, résistant à une pression de huit cent mille Pa, de manière à prévenir toute conséquence d'une explosion d'hydrogène.

À leur arrivée au WIPP, les fûts de déchets subissent des contrôles non destructifs, notamment par radiographie et analyse des gaz, pour détecter l'hydrogène produit par radiolyse par les émetteurs alpha.

La réglementation relative au contenu chimique des déchets, qui est édictée par l'Etat du Nouveau Mexique, est particulièrement exigeante pour le contenu en métaux lourds, dont la concentration est limitée pour la préservation des eaux souterraines.

Il est envisagé d'accueillir au WIPP des déchets à teneurs plus élevées en plutonium qu'actuellement. À cet effet, une installation de manipulation à distance est construite afin de décharger, reconditionner et stocker en profondeur les colis correspondants.

Le stockage éventuel de combustibles usés dans des galeries situées à 100 mètres en dessous des galeries actuelles a été étudié il y a quelques années. Mais cette solution n'a pas été retenue.

Le stockage de déchets au WIPP : une activité industrielle

Au 26 mars 2004, soit 5 ans exactement après sa mise en service opérationnel, le WIPP avait reçu 2449 transports de déchets, dont 1355 de Rocky Flats, Colorado, 603 d'Idaho, 330 de Savannah River, Géorgie, et le reste de Hanford, Washington, Los Alamos, Nouveau Mexique, du Nevada Test Site et d'Argonne, Illinois. La quantité de déchets stockés en sous-sol s'élevait à 19 029 m³.

Pour parvenir à ce résultat, une organisation des transports de type industriel a été mise en place. Le WIPP dispose de 90 surconteneurs TRUPACK, installés par trois au maximum, sur des remorques dont la masse totale ne peut dépasser 42 tonnes et qui sont tirées par un parc de 37 tracteurs. Les surconteneurs peuvent résister à une température de 1600 °C pendant 20 minutes et à des accélérations de 480 g.

Sur des trajets dont certains peuvent dépasser 2500 km, les chargements sont suivis en temps réel par satellite. Chaque Etat traversé a mis en place un point d'entrée et un plan d'urgence, en cas d'accident. La distance totale parcourue par les transports de déchets avoisinait 3 millions de km, émaillés de seulement 2 incidents.

Après avoir été conçu et construit par le DOE avec l'aide de la société Westinghouse, le WIPP est exploité, pour le compte du DOE, par une société privée intitulée Washington TRU Solutions LLC, qui emploie 630 personnes sur cette activité, dont 400 sur le site de stockage lui-même. Pour évaluer l'impact local du WIPP en emplois, il faut ajouter les effectifs du DOE travaillant pour le WIPP à Carlsbad (environ

100 personnes) et aux laboratoires nationaux de Sandia et de Los Alamos (100 personnes).

2.2. Le cadre juridique et institutionnel du WIPP

Selon la NRC¹⁶⁹, la procédure de licence de ce centre de stockage constitue un modèle d'efficacité, de loin préférable à celui utilisé pour le projet de Yucca Mountain.

Le DOE, à qui appartient le WIPP et qui en a la responsabilité, a dû, selon la loi, impliquer l'EPA (« *Environment Protection Agency* ») pour l'élaboration des normes de protection de l'environnement. L'EPA a procédé à des auditions publiques avant de les édicter mais la procédure d'autorisation n'a pas prévu de poursuites judiciaires de type « *legal proceedings* ».

La responsabilité de l'EPA inclut la définition de normes de radioprotection, des critères de respect de celles-ci et un processus de certification du centre. L'EPA doit par ailleurs réexaminer le WIPP tous les 5 ans pendant ses 35 années d'exploitation, la première recertification étant attendue pour 2005. Échappant à l'EPA, la réglementation des déchets chimiques est de la responsabilité de l'Etat du Nouveau Mexique.

Pour traiter le cas du WIPP, l'EPA a d'abord élaboré des normes générales pour tous les sites de stockage de déchets transuraniens. Il s'agit de normes de rejet, de limites de doses individuelles, de limites de composition des eaux souterraines, ainsi que de dispositions à prendre pour le contrôle de l'installation et de son environnement. Ensuite, l'EPA a défini des normes spécifiques au WIPP, traitant par exemple des types de radioactivité et de radioéléments acceptés ou exclus, de la caractérisation des déchets ainsi que de l'évaluation des performances du site. Les limites d'application de ces normes sont d'une part une distance de 5 km par rapport au site et, d'autre part, une période de 10 000 ans.

En 1998, l'évaluation par l'EPA du site de stockage s'est révélée concluante et le Nouveau Mexique a délivré ses autorisations pour la composition chimique des déchets, ce qui a ouvert la voie à l'arrivée du premier chargement de déchets transuraniens.

¹⁶⁹ Entretien avec le Commissaire McGaffigan, NRC, Bethesda, 19 avril 2004.

L'EPA assure également la surveillance des cinq sites principaux d'expédition des déchets, en veillant à ce qu'il n'y ait pas de modification ni dans les caractéristiques des déchets ni dans les procédés de conditionnement. L'EPA possède par ailleurs une unité mobile de caractérisation des déchets, utilisée dans les sites d'expédition de petite taille. Comme pour le WIPP, les sites d'expédition doivent être recertifiés tous les 5 ans.

2.3. La bonne acceptation locale du WIPP

La création du WIPP a bénéficié d'une bonne acceptation locale. Les représentants et les deux sénateurs du Nouveau Mexique lui ont apporté leur soutien, à l'exception de M. Bill Richardson¹⁷⁰.

Lorsque le Congrès a décidé la construction du WIPP en 1979, l'Etat du Nouveau Mexique a créé, pour 10 ans, un groupe d'experts auprès du Gouverneur de l'Etat. En 1989, le Congrès des Etats-Unis a décidé de financer lui-même ce groupe intitulé EEG (Environment Evaluation Group), constitué de 16 scientifiques titulaires de PhD. Les gestionnaires du WIPP indiquent qu'à partir de 1992, ce groupe a perdu de son utilité, avec l'entrée en jeu de l'EPA et de la NRC, et a même dérivé vers l'adoption de points de vue « *sensationnalistes* ».

Dans la pratique, la construction du WIPP s'est accompagnée de la création, localement, d'emplois qualifiés. D'autres activités liées au cycle du combustible nucléaire pourraient s'implanter au Nouveau Mexique, la société URENCO envisageant d'y installer une usine d'enrichissement. Au titre de l'assistance économique, le DOE injecte chaque année directement plus de 7 millions dollars dans l'économie locale.

Au total, le WIPP représente l'activité la plus importante de la région de Carlsbad, devant l'exploration pétrolière et gazière, la production de potasse, l'agriculture et le tourisme¹⁷¹.

¹⁷⁰ M. Bill Richardson a ensuite été nommé en 1998 Secrétaire à l'énergie sous l'administration Clinton et élu Gouverneur du Nouveau Mexique en 2002.

¹⁷¹ Les grottes de Carlsbad ont été érigées en le parc national « Carlsbad Cavern National Park ».

II.- La recherche sur la séparation - transmutation des déchets radioactifs

Les techniques de séparation et de transmutation des déchets radioactifs rencontrent un nouvel intérêt aux Etats-Unis, tant de la part de l'administration Bush, des certains élus, du Département de l'énergie (DOE), que de l'industrie.

Cette évolution majeure est certes liée avant tout à l'obligation, pour le DOE, de tirer tout le parti possible de l'éventuel site de stockage géologique de Yucca Mountain, dont la création s'avère difficile. Mais elle consacre aussi un regain de faveur du cycle fermé du combustible, compte tenu de ses avantages en termes de réduction des volumes de stockage et de diminution de la radiotoxicité des déchets.

Néanmoins, l'engagement des Etats-Unis dans la recherche sur la séparation et la transmutation est encore relativement réduit sur le plan des ressources allouées, même si les stratégies de long terme semblent avoir significativement évolué.

1.- Le programme AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative)

Le programme AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative), soutenu par le sénateur Pete Domenici, a pour but l'aide aux recherches sur la diminution de la radiotoxicité des déchets et représente un véhicule important pour le développement de la recherche technologique.

En 2004, le financement budgétaire du programme s'est élevé à 60 millions \$, dont 50 % pour les techniques de séparation, 33 % pour les combustibles et 17 % pour les systèmes de transmutation.

En 2006, en raison de la montée en puissance du projet de réacteur à haute température de Génération IV dédié à la production d'hydrogène dont la construction est prévue dans l'Idaho, les crédits alloués devraient être plafonnés à 46 millions \$.

L'industrie nucléaire américaine, représentée par le Nuclear Energy Institute, apporte depuis peu son soutien à ce programme, jugé indispensable en cas de redémarrage du nucléaire aux Etats-Unis.

2.- Le recyclage en MOX du plutonium issu des armes démilitarisées

La fin de la guerre froide a connu une étape majeure avec la signature en janvier 1993 du Traité Start II par les présidents George H. Bush et Boris Eltsine.

Ratifié en 1996 par le Sénat des Etats-Unis et en avril 2000 par la Douma russe, ce traité prévoit à la fois une réduction du nombre de missiles intercontinentaux et de têtes nucléaires, celles-ci ne devant pas dépasser 3000-35000 à la fin 2007.

En novembre 2001, lors de leur rencontre à Washington, les Présidents George W. Bush et Vladimir Poutine ont annoncé leur intention de dépasser les objectifs du traité Start II. Le Président Bush a en effet annoncé son intention de limiter l'arsenal américain à 1700-2200 têtes effectivement déployées à l'horizon 2011. Le Président Poutine a, de son côté, annoncé une réduction des deux tiers de l'arsenal russe, ce qui devrait porter l'effectif russe à 2000 têtes environ, sans toutefois s'engager sur un calendrier et des effectifs précis.

Finalement, le traité SORT (Strategic Offensive Reduction Treaty) a été signé à Moscou, en mai 2002, fixant pour les deux pays, un maximum de 1700-2200 têtes nucléaires stratégiques à la fin 2012.

Pour éliminer le plutonium issu des opérations de démilitarisation, les Etats-Unis ont choisi de le recycler dans la fabrication de combustible MOX. À cet effet, les Etats-Unis préparent la construction d'une réplique de l'usine française MELOX, pour un investissement de 2,2 milliards \$. L'ingénierie de cette usine serait française, celle-ci pouvant ensuite être dupliquée en Russie, puisque le traité SORT prévoit un strict parallélisme des progrès faits par les deux pays. La première pierre de l'usine américaine de fabrication de MOX devrait être posée au début 2005 et l'usine désactivée en 2020.

Même si c'est dans le cadre stratégique du désarmement, l'utilisation du MOX pourrait avoir pour conséquence d'ouvrir de nouvelles perspectives vis-à-vis du retraitement, comme le montre déjà la recherche sur la séparation conjointe du plutonium et du neptunium.

3.- La vision du Pr. Burton Richter, Prix Nobel, pour l'aval du cycle

Le Professeur Burton Richter, actuellement directeur du Stanford Linear Accelerator Center, aux Etats-Unis, a reçu en 1976 le Prix Nobel pour la découverte d'une nouvelle particule élémentaire lourde, la particule psi. Son point de vue sur l'aval du cycle est particulièrement intéressant, en ce que le Pr. Richter réunit les compétences d'un grand théoricien et d'un concepteur de génie pour les installations complexes de la physique des particules - accélérateurs linéaires, anneaux de stockage, détecteurs de particules -.

Pour le Pr. Burton Richter, la question de l'aval du cycle est beaucoup plus simple que ce que l'on veut bien en dire.

La seule chose dont on doit se soucier, ce sont les actinides plutonium, neptunium, curium, américium et les produits de fission à longue durée de vie, qui, au total, ne représentent que 1 % de la masse des combustibles usés. L'uranium et les produits de fission à courte durée de vie ne posent, pour leur part, aucun problème.

Pour transmuter les actinides, deux technologies sont envisageables : les systèmes pilotés par accélérateur ADS (accelerator driven systems) et les réacteurs à neutrons rapides.

3.1. Intérêts et limites des ADS

Sur la base de son expérience de près de quarante années des accélérateurs, le Pr. Richter juge que les ADS représentent une technologie intéressante qui rencontre toutefois de sérieux problèmes pratiques.

En premier lieu, cette technologie exigera la construction d'installations coûteuses et longues à mettre au point, ce qui laisse penser qu'elle ne pourra pas avoir un impact significatif sur la situation des déchets radioactifs dans les 50 années à venir.

En second lieu, de nombreux problèmes techniques restent à résoudre. Ainsi, même le meilleur des accélérateurs est soumis à de trop fréquents « *stop and go* ». Cette irrégularité de fonctionnement est synonyme de stress thermiques sur le réacteur sous-critique. On ne connaît pas par ailleurs l'impact de ces « *stop and go* » sur la physique du réacteur, en particulier si leur fréquence est élevée.

3.2. Les avantages d'un système à deux étages

Comme l'indique le Pr. Richter, si les réacteurs produisant aujourd'hui de l'électricité dans le monde étaient des réacteurs à neutrons rapides, il serait aujourd'hui possible d'y transmuter tous les déchets radioactifs. Un renouvellement des réacteurs à eau légère à neutrons thermiques par des réacteurs à neutrons rapides aurait ainsi résolu le problème des déchets.

Au contraire, la plupart des réacteurs en service dans le monde en 2004 sont des réacteurs à eau pressurisée ou à eau bouillante ou des réacteurs de type Candu à eau lourde et à uranium naturel ou enrichi, dont les combustibles usés comprennent à la fois des matières énergétiques éventuellement à recycler et des déchets radioactifs de natures diverses à transmuter.

Un système à deux étages apporterait une réponse à ces deux objectifs.

Les technologies de séparation permettent d'isoler, d'abord les produits de fission à courte durée de vie à entreposer pendant 300 ans avant de les stocker définitivement, ensuite l'uranium appauvri qui ne pose aucun problème de radioactivité et que l'on peut stocker en profondeur, et, enfin, les actinides.

Le plutonium, matière énergétique, serait entièrement recyclé sous forme de MOX dans les réacteurs à eau légère, les machines de nouvelle génération pouvant probablement accepter 100 % d'assemblages combustibles à base de MOX. Pour limiter les risques de prolifération, il serait utile, pour fabriquer le MOX, de mélanger de l'américium et du neptunium au plutonium, ce qui compliquerait la séparation de ce dernier.

Les autres actinides seraient recyclés dans environ un tiers des réacteurs. Grâce à des combustibles métalliques innovants (IMF Innovative Metallic Fuels), la proportion d'assemblages combustibles de ce type pourrait être importante.

Les autres réacteurs du parc, soit les deux tiers, continueraient, quant à eux, à utiliser des combustibles classiques.

Enfin, les résidus ultimes seraient incinérés, soit par des réacteurs à neutrons rapides soit par des réacteurs sous-critiques pilotés

par accélérateur de type ADS, dans la proportion d'une machine dédiée pour 7 à 10 réacteurs du parc classique.

En transmutant 99,5 % des actinides mineurs, un tel schéma à deux étages permettrait de parvenir en 6000 ans, à un impact radiologique des déchets inférieur au niveau naturel. La conception des sites de stockage géologique en serait d'autant facilitée, puisque la période de sûreté à garantir, inférieure à la durée de vie des pyramides, ne poserait plus de problème de durabilité des ouvrages réalisés.

En outre, un tel système permettrait de réduire drastiquement à la fois la température interne et la capacité du stockage géologique.

Choisi en 1987, le site de Yucca Mountain a vu sa capacité limitée par la loi à 70 000 tonnes, dont 63 000 pour les déchets et les combustibles civils et 7 000 pour les déchets militaires. Or, si la durée de vie des centrales américaines est réellement poussée jusqu'à 60 ans, les combustibles déchargés atteindront 120 000 tonnes. Si les Etats-Unis voulaient garder constante la part du nucléaire dans l'approvisionnement énergétique national, alors en fin de durée de vie du deuxième parc nucléaire américain, la masse de combustibles usés s'élèvera à 600 000 tonnes. Enfin, avec un parc de 400 réacteurs aux Etats-Unis, construits dans le but de satisfaire aux obligations du Protocole de Kyoto, alors 21 sites de Yucca Mountain de 70 000 tonnes de capacité, seraient nécessaires

Le recyclage des actinides dans les réacteurs à eau légère permettrait certes de limiter les besoins en capacité de stockage à 5 sites analogues à Yucca Mountain (70 000 tonnes) supplémentaires.

Le système à deux étages, avec un recyclage dans les réacteurs à eau légère et l'incinération dans des réacteurs à neutrons rapides, limiterait les besoins en stockage géologique à la capacité d'un Yucca Mountain étendu.

Outre sa participation à la réduction de l'inventaire des déchets radioactifs, le recyclage des actinides dans les réacteurs à eau légère présenterait l'autre avantage de donner du temps pour développer les réacteurs à neutrons rapides de Génération IV.

Les durées de mise au point des technologies de base de ce système à deux étages pourraient être les suivantes, selon le Pr. Burton Richter :

- la mise au point complète des technologies de séparation aux Etats-Unis pourrait prendre 5 à 10 ans, la démonstration industrielle la même durée
- la mise au point des techniques de fabrication des nouveaux combustibles à matrice métallique et le test des nouveaux combustibles à des hauts niveaux de taux de combustion pourraient prendre 5 années, suivies d'une phase d'analyse de 3 ans

4.- L'approche à long terme du DOE pour la séparation-transmutation

À l'intérieur du DOE, le Bureau de l'énergie nucléaire « *Office of Nuclear Energy* » a la responsabilité de préparer un rapport sur l'optimisation du site de Yucca Mountain. Le Secrétaire à l'énergie devra en effet communiquer, entre 2007 et 2010, ses conclusions au Congrès, sur la nécessité éventuelle d'un deuxième site de stockage des combustibles usés et des déchets de haute activité. À long terme, un choix devra en effet être effectué entre l'augmentation de taille du stockage à Yucca Mountain, la construction d'un nouveau site ou la réduction du volume des matières à stocker qui pourrait passer par le retraitement des combustibles usés et la transmutation des déchets de haute activité à vie longue.

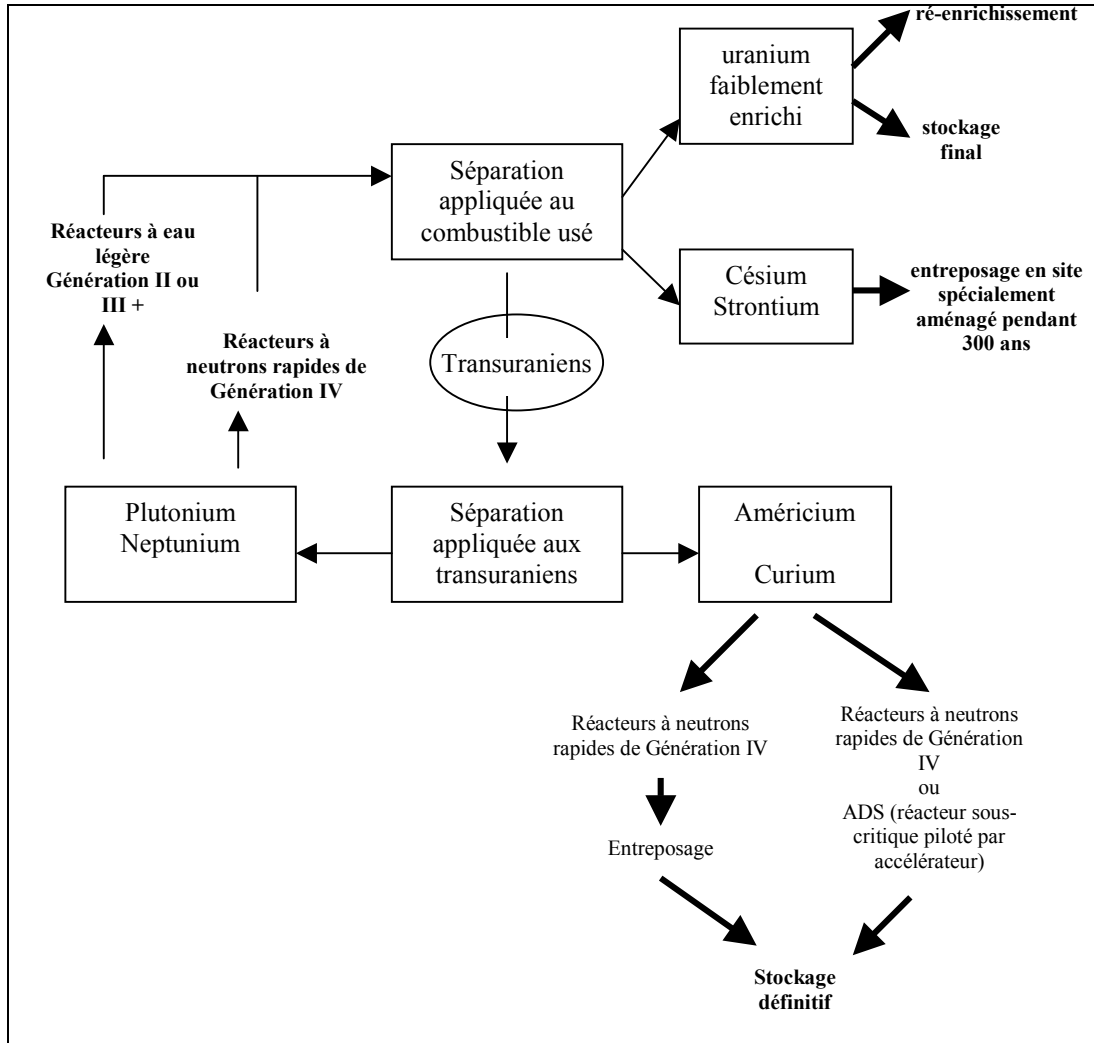
L'optimisation du site de Yucca Mountain pourrait être obtenue par la réduction des volumes à stocker, par la réduction de la charge thermique permettant de densifier le dépôt et au final par la transmutation de la majeure partie des déchets de haute activité à vie longue.

Le laboratoire national de Los Alamos (LANL) du DOE propose une approche d'ensemble, combinant séparation et transmutation, qui présente l'avantage à la fois de réduire la charge thermique des déchets et donc de maximiser l'utilité d'un éventuel stockage géologique et de diminuer la radiotoxicité des éléments à longue durée de vie.

Ce schéma d'ensemble est indiqué ci-après.

Figure 18 : Schéma d'ensemble d'une stratégie de séparation-transmutation

(source : DOE, Laboratoire national de Los Alamos)



Selon le LANL, un optimum pourrait être atteint avec un recyclage des transuraniens dans les réacteurs à eau légère du parc électronucléaire commercial, les résidus ultimes étant incinérés par des systèmes ADS (Accelerator Driven Systems - réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur).

4.1. La séparation des radioéléments contenus dans les combustibles usés

Première étape du processus de traitement des combustibles usés, la récupération de l'uranium est étudiée par le DOE, dans les deux directions possibles, d'une part la voie aqueuse et d'autre part la voie de la pyrométallurgie. L'une et l'autre de ces méthodes permettent de réduire de 95 % le contenu en radioéléments.

S'agissant du plutonium, la contrainte que s'est fixée le DOE, est de ne pas le séparer isolément, ce qui conduit dans la pratique à le séparer avec le neptunium.

Le technétium, le césium et l'iode, en tant que produits de fission ayant une longue période, une solubilité relativement importante et une capacité à migrer, posent un problème difficile mais essentiel à résoudre.

S'agissant de la charge thermique à court terme, ce sont le césium et le strontium qui en sont les principaux responsables, d'où la nécessité de les séparer. Compte tenu de leur faible période, il est possible d'envisager de les considérer comme des déchets de faible activité au bout d'une période de 300 ans et donc de les stocker. Cette étape est considérée par le DOE comme particulièrement importante.

À long terme, c'est le plutonium 238 et son descendant, l'américium 241, qui sont responsables de la majeure partie de la chaleur générée.

Selon les experts de Los Alamos¹⁷², la seule extraction du plutonium et de l'américium des combustibles usés permettrait de multiplier la capacité d'accueil d'un site comme Yucca Mountain par 3 ou 5. Si tous les radioéléments responsables de la charge thermique étaient extraits, à savoir non seulement le plutonium et l'américium mais

¹⁷² Entretiens du 23 avril 2004, Los Alamos, Nouveau Mexique.

aussi le césium et le strontium, alors la capacité d'un site comme Yucca Mountain serait multipliée par 60.

En outre, l'impact sur l'environnement d'un site de Yucca Mountain étendu grâce à la séparation et à la transmutation ne serait pratiquement pas augmenté¹⁷³.

C'est pourquoi il est nécessaire d'étudier leur séparation et leur transmutation.

4.2. Les vues du DOE concernant la transmutation

Selon les spécialistes du DOE interrogés par vos Rapporteurs, les technologies de transmutation des déchets radioactifs de haute activité à vie longue devraient être opérationnelles d'ici à deux décades¹⁷⁴.

La transmutation du plutonium, du neptunium et de l'américium constitue l'objectif final d'une stratégie, qui comprend toutefois différents modules préalables essentiels.

Une fois isolés, le plutonium, le neptunium et l'américium devraient pouvoir être transmutés. Le recyclage doit être étudié selon trois voies possibles : les réacteurs de Génération I, les réacteurs thermiques et les systèmes ADS.

4.2.1. La transmutation et les réacteurs à neutrons rapides

La transmutation est jugée possible par le DOE au sein de nouveaux réacteurs à neutrons rapides de Génération IV. Le directeur de l'énergie nucléaire du DOE, M. Bill Magwood, attend clairement des réacteurs de Génération IV qu'ils puissent transmuter les déchets nucléaires de haute activité à vie longue. Pour les spécialistes du DOE, les réacteurs à neutrons rapides de nouvelle génération semblent particulièrement adaptés à la transmutation.

Depuis 2000, une coopération existe entre le CEA et le DOE, avec des groupes de travail relatifs à la sûreté, aux combustibles, aux sections efficaces et à la physique des réacteurs rapides et avec une participation aux expériences Muse et Masurca conduites à Cadarache.

¹⁷³ Dr Ahn, UC Berkeley, 29 avril 2004.

¹⁷⁴ Washington, 20 avril 2004.

Un double accord a également été signé à la mi-2004, d'une part, pour les expériences Futurix menées sur Phénix, les Etats-Unis s'intéressant plutôt aux combustibles sous forme de nitrures et la France aux combustibles oxydes, et, d'autre part, pour les matériaux utilisables dans les réacteurs à neutrons rapides du futur.

4.2.2. Les nouveaux combustibles pour les réacteurs thermiques

La deuxième voie correspond à la transmutation par des neutrons thermiques, au sein de réacteurs à eau légère utilisant de nouveaux types de combustibles de type Corail¹⁷⁵.

Deux pistes existent à cet égard, le mélange d'actinides mineurs à de l'oxyde d'uranium, d'une part, et, d'autre part, la fabrication de combustibles ne contenant que ces derniers.

À l'instar du MOX (Mix Oxide fuel), qui consiste en un mélange d'oxyde d'uranium et de plutonium, on envisage en effet des mélanges d'oxydes d'uranium avec des oxydes de plutonium et de neptunium. Présentant l'avantage d'être relativement proches du MOX et donc de permettre de tirer parti de l'expérience accumulée, ces combustibles semblent toutefois avoir l'inconvénient de ne pouvoir stabiliser l'inventaire en plutonium et neptunium qu'en 6 à 7 cycles, ce qui oblige à des opérations de retraitement recyclage nombreuses.

C'est pourquoi une autre méthode est étudiée. Pour brûler le maximum de plutonium au cours d'un seul cycle, il faut fabriquer des combustibles ne contenant pas d'oxyde d'uranium, celui-ci se transformant en plutonium par irradiation. Parmi les matrices inertes pouvant servir de support à l'oxyde de plutonium, l'oxyde de zirconium offre des possibilités intéressantes mais d'autres matrices métalliques pourraient aussi convenir. Il semble qu'avec ce type de combustibles, il soit alors possible de parvenir à l'équilibre en un ou deux cycles.

Le DOE a proposé à la Suisse le test conjoint dans des réacteurs commerciaux de crayons de combustibles contenant uniquement du plutonium mélangé à une matrice de zirconium.

¹⁷⁵ A cet égard, certains experts du DOE estiment que le CEA devrait aussi travailler sur la séparation du curium.

4.2.3. Les réacteurs pilotés par accélérateur

Alors qu'ils ne constituent encore que des projets encore non testés même à l'échelle pilote, l'apport des réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur (ADS) pour la transmutation est envisagé de deux manières par les spécialistes. Selon la première option, les ADS pourront constituer la base d'un parc de réacteurs dédiés à la transmutation. Selon la deuxième option, l'utilisation des ADS serait réservée à la transmutation des déchets ultimes provenant du retraitement des combustibles des réacteurs à neutrons rapides.

Les ADS, équipements privilégiés pour la transmutation

Les partisans des ADS comme réacteurs de base pour la transmutation soulignent l'excellence de leurs performances théoriques pour la transmutation.

Les ADS seraient particulièrement efficaces vis-à-vis de la transmutation grâce à leur spectre de neutrons durs obtenus par spallation, c'est-à-dire par la libération de neutrons d'une cible bombardée par des protons de haute énergie. Les experts du LANL estiment que pour atteindre une puissance du réacteur sous-critique de 100 MW, le faisceau de protons devra avoir une intensité de 600 MeV et une puissance de 8 MW.

Les principaux problèmes à résoudre concernent d'abord le fonctionnement de l'ADS, en particulier la stabilité de l'accélérateur et la pérennité de la cible de spallation soumise à des variations de température importantes.

Le deuxième type de problèmes concerne la sûreté de l'ensemble accélérateur-réacteur, qui devra être démontrée lors d'éventuels pics de puissance ou d'arrêt imprévus du faisceau de protons, de même que l'on devra démontrer que le réacteur maintenu dans l'état sous-critique ne pourra en aucun cas atteindre l'état critique. Pour le LANL, la mise au point des ADS sera difficile mais possible.

Les coûts d'investissement des ADS seront vraisemblablement supérieurs à ceux des réacteurs à neutrons rapides en raison du coût de l'accélérateur. En revanche, à condition de bénéficier d'une fiabilité de fonctionnement, leurs coûts d'exploitation unitaires, c'est-à-dire leur coût de fonctionnement par kg de déchets transuraniens transmutés

devraient être inférieurs à ceux des réacteurs à neutrons rapides de Génération IV.

Pour juger de l'opportunité de recourir aux ADS, leurs coûts d'investissement et d'exploitation devraient être comparés aux coûts de construction et d'exploitation d'un centre de stockage. Même d'un coût élevé, l'investissement dans un ADS pourrait en effet se révéler inférieur au coût de construction d'un nouveau site de stockage ou d'extension d'un site préexistant.

Bien entendu, les incertitudes relatives aux évaluations de coûts sont encore importantes, en l'absence de démonstrateurs d'ADS et de réacteurs à neutrons rapides de Génération IV.

Selon le schéma étudié par une équipe du LANL, pour transmuter les déchets produits par le parc électronucléaire américain de 104 réacteurs, il serait nécessaire de disposer de 8 accélérateurs, chacun impactant 4 réacteurs sous-critiques, soit 32 réacteurs sous-critiques au total.

L'intérêt des ADS doit être jugé à l'aune des difficultés rencontrées pour mettre en service un stockage géologique. Ainsi, selon les calculs des experts de Los Alamos, le centre de Yucca Mountain, s'il était mis en service, serait saturé en 2015.

Quel peut être le rôle des ADS dans un parc électronucléaire ? La réponse tient en deux possibilités. La première éventualité est que des ADS spécialisés soient plus efficaces et moins coûteux que les réacteurs nucléaires classiques pour la gestion des déchets radioactifs. La deuxième éventualité est que les ADS ne soient pas une alternative aux réacteurs nucléaires classiques mais qu'ils en soient le complément.

Une comparaison économique a été tentée par les experts de Los Alamos¹⁷⁶.

En termes de coûts d'investissement, un système ADS est supposé être 1,5 fois plus onéreux qu'un réacteur à neutrons rapides du fait du coût de l'accélérateur de protons mais serait deux fois plus efficace en termes de transmutation. Les coûts d'exploitation sont estimés 50 % plus élevés que ceux d'un réacteur mais le coût unitaire de

¹⁷⁶ K. PASAMEHMETOGLU, Los Alamos National Laboratory, International Workshop on P&T and ADS Development 2003.

transmutation 25 % seulement plus élevés. Au final, les experts de Los Alamos estiment que les ADS devraient être pénalisés par une fiabilité insuffisante.

Mais pour évaluer l'intérêt des ADS et leur coût réel d'opportunité, il convient non seulement de prendre en compte le coût des réacteurs à neutrons rapides mais aussi le coût du stockage des déchets.

Comme d'autres experts dans le monde, ceux de Los Alamos estiment que les ADS pourraient être utiles, d'une part, aux pays n'ayant pas fait, initialement, le choix du retraitement, pendant la période de transition vers un cycle fermé, et d'autre part, pour les pays ayant choisi le cycle fermé, dans la période de coexistence d'un parc de réacteurs à eau légère classiques et de réacteurs de Generation IV.

Les ADS spécialisés dans la transmutation des résidus ultimes

Pour des responsables du Bureau de l'énergie nucléaire du DOE à Washington¹⁷⁷, en tout état de cause, il est, au contraire, très probable que les technologies fondées sur des accélérateurs se révéleront trop coûteuses pour traiter de larges volumes de déchets¹⁷⁸. Les ADS ne peuvent constituer ni le cœur des recherches conduites par le DOE ni l'objet d'un déploiement massif.

Toutefois, les mêmes experts du DOE estiment qu'en aval de la transmutation, quelle que soit la voie choisie, les résidus ultimes devront être incinérés par un réacteur sous-critique spécialisé de type ADS « *Accelerator Driven System* ». Un accord a été passé en 2001 par le DOE pour participer à l'expérience suisse Mégapie de test d'une cible de plomb.

Ayant noté l'appel à proposition du 6^{ème} PCRD européen sur la transmutation, le DOE suit avec intérêt les progrès des projets TRADE (TRIGA Accelerator Driven Experiment) et MYRRHA, jugeant toutefois que ce dernier projet est risqué compte tenu de son ampleur. Faute de crédits, le projet d'accélérateur de protons à Los Alamos a été abandonné.

¹⁷⁷ Entretien avec des responsables de l'Office of Nuclear Energy, DOE, Washington, 20 avril 2004.

¹⁷⁸ Entretien avec des responsables du DOE, 20 avril 2004.

Un programme de R&D d'ampleur pour réduire la taille d'un stockage géologique au demeurant indispensable

Au total, la stratégie de séparation-transmutation aurait un impact décisif sur la capacité du centre de stockage final de Yucca Mountain, sa capacité pouvant être multipliée par 3 à 5 si le plutonium et l'américium étaient extraits des combustibles usés et par 50 si le problème du césium était en plus résolu. La transmutation aurait par ailleurs l'avantage de donner une flexibilité accrue à l'ensemble de la question du stockage des déchets radioactifs.

En complément à cette stratégie de long terme, un objectif proche devrait être la diminution de température maximale des combustibles usés ou de leurs résidus séparés, de manière à réduire la taille des conteneurs, dont le coût prévu actuellement atteint 1 million \$, et de minimiser l'impact de failles dans les roches du centre de stockage.

Pour les responsables du Bureau de l'énergie nucléaire du DOE¹⁷⁹, aucune solution technique ne permettra d'éviter le recours à Yucca Mountain. La véritable question est d'éviter la construction d'un deuxième site de stockage géologique.

5. Une coopération internationale indispensable pour la séparation - transmutation

Des recherches complètes sur la séparation-transmutation représentent un grand programme scientifique nécessitant des investissements importants en équipements divers :

- une ou plusieurs unités de retraitement de combustibles usés
- une ou plusieurs unités de fabrication de combustibles
- un réacteur à neutrons rapides de Génération IV d'une puissance de 150 MW
- un réacteur sous-critique piloté par accélérateur d'une puissance de 100 MWth
- l'adaptation d'un réacteur à eau légère de 1000 MW pour le test de nouveaux combustibles MOX ou métalliques

¹⁷⁹ Audition du 20 avril 2004, Washington DC.

- la mise au point d'outils de simulation numérique pour chaque brique technologique et pour l'ensemble du processus.

Une coopération internationale est en conséquence nécessaire pour la séparation - transmutation des déchets radioactifs, coopération qui pourrait reprendre certains éléments positifs de l'organisation du projet ITER. Non seulement les investissements à faire sont très importants, mais les résultats scientifiques à acquérir sont nombreux. Ainsi les données de physique nucléaire comme les sections efficaces d'actinides comme le neptunium sont encore insuffisamment précises. Mais, selon les responsables du Laboratoire national de Los Alamos, la science a la capacité de résoudre le problème des déchets radioactifs¹⁸⁰.

En tout état de cause, le DOE appelle de ses vœux une coopération étroite avec le CEA.

Pour le Pr. Burton Richter, un programme international TRANSMUT I devrait être lancé, regroupant les Etats-Unis, la France, la Russie, la Chine et le Japon, et se déroulant en parallèle à programme Génération IV¹⁸¹.

Pour l'organisation de ce programme international, le Pr. Richter propose l'exemple de SEMATECH, qui a vu, en 1986, les fabricants américains de semi-conducteurs s'allier pour développer de nouvelles technologies, avec le soutien du Gouvernement américain, dans un contexte de prééminence de l'industrie japonaise. Ce consortium a ensuite en 1990, noué des liens avec le consortium européen JESSI (Joint European Submicron Silicon Initiative).

Ce type de consortium a pour but la mise en commun de moyens pour une R&D précompétitive, dont les résultats appartiennent à tous les membres.

¹⁸⁰ « *Science is in place to solve the radioactive waste problem* ».

¹⁸¹ Le programme Génération IV est une coopération internationale pour l'étude des réacteurs et des filières les plus prometteurs pour la deuxième partie du XXIème siècle. voir le rapport sur « la durée de vie des centrales nucléaires et les nouveaux types de réacteurs », de MM. Christian Bataille et Claude Birraux, députés..

6. La non-prolifération du plutonium, un enjeu clé pour l'avenir du nucléaire

Pour les responsables du laboratoire de Los Alamos¹⁸², le XXIème siècle s'accompagnera inévitablement d'un développement du nucléaire. Des pays possédant déjà des réacteurs nucléaires comme la Chine, l'Inde ou le Brésil, non seulement renforceront leur propre parc mais contribueront à son essor dans le monde en élargissant l'offre de réacteurs à l'exportation.

La fabrication de plutonium militaire à partir de réacteurs commerciaux étant possible avec la plupart d'entre eux et facile avec certains comme le réacteur Candu, le cycle du combustible devra gagner en transparence et le plutonium être contrôlé et mis en sécurité, une autre menace à conjurer étant celle de l'uranium hautement enrichi.

Laisser le plutonium dans le combustible usé sorti des réacteurs n'est pas une bonne solution en terme de lutte contre la prolifération, dans la mesure où, sa radioactivité diminuant, le retraitement est facilité après 100 ans. De toute façon, la première séparation du plutonium dans un combustible usé est la plus facile, et, comme telle, la plus dangereuse en termes de prolifération. Une fois incorporé dans du MOX, le plutonium se trouve à l'abri d'un détournement mais la phase de fabrication ouvre une fenêtre de vulnérabilité. Au-delà, la composition isotopique du plutonium usé dans du MOX est dégradée, tandis qu'elle l'est encore davantage dans un combustible métallique innovant.

Dans cette perspective, l'AIEA a proposé un schéma de services entre Etats pour le combustible nucléaire, qui va dans le sens de la lutte qu'entendent mener les Etats-Unis pour contrecarrer la diffusion des techniques d'enrichissement de l'uranium.

Ce schéma de nouvelle gouvernance nucléaire comporte des centres régionaux d'enrichissement, de fabrication et de retraitement de combustibles et de transmutation des déchets radioactifs, dont les activités seraient étroitement contrôlées par la communauté internationale et qui fourniraient les combustibles nucléaires aux exploitants puis les récupérerait.

¹⁸² Auditions du 23 avril 2004, Los Alamos, Nouveau Mexique.

Pour le Pr. Richter, il faudrait à l'avenir modifier la composition du MOX, pour mieux garantir la non-prolifération. Dans cette perspective, il faudrait en réalité fabriquer un nouveau MOX, comportant non seulement du plutonium mais également de l'américium et du curium, ce qui rendrait plus difficile encore sa séparation.

De l'aveu même des spécialistes du laboratoire national de Los Alamos, il faudra au moins 20 années pour qu'un tel schéma progresse dans les esprits.

La mise au point de réacteurs nucléaires de Génération IV utilisant des combustibles encapsulés non retraitables est en conséquence d'une importance stratégique.

III.- Le stockage des combustibles usés et des déchets de haute activité à vie longue

Le stockage direct des combustibles nucléaires usés est la solution retenue par les Etats-Unis pour l'aval du cycle nucléaire, le retraitement-recyclage étant prohibé en vertu de la doctrine Ford-Carter. La loi de non-prolifération nucléaire (Nuclear Non Proliferation Act) de 1978 a en effet limité la création de toute source, même potentielle, de prolifération, pointant même les potentialités proliférantes du développement des réacteurs à neutrons rapides et du retraitement-recyclage.

En dépit du fait que les combustibles des centrales électriques qui appartiennent au secteur constituent l'essentiel du problème à résoudre, c'est le Département de l'énergie (DOE) qui a été chargé de mettre en place une solution pratique dans la mesure où il fallait également trouver une solution pour les déchets militaires de haute activité.

Dans le schéma retenu, le DOE s'est vu confier la responsabilité de procéder à l'enlèvement des combustibles usés détenus par les compagnies privées à compter de 1998, en contrepartie de la redevance versée par celles-ci, un tel schéma présentant l'avantage supplémentaire de dresser une barrière supplémentaire contre la tentation du retraitement.

Concrètement, en application de la loi de 1982 sur les déchets radioactifs, NWPA « *Nuclear Waste Policy Act* » qui a défini le processus de sélection d'un site, le DOE a élaboré des principes généraux publiés en 1984 auxquels devraient répondre des sites de stockage potentiels.

Puis le secrétaire à l'énergie a établi une première liste de 5 sites sur la base de ces principes et a finalement recommandé au Président les trois sites de Deaf Smith County au Texas, de Hanford dans l'Etat de Washington et de Yucca Mountain au Nevada¹⁸³.

Finalement, devant l'escalade de coûts et des délais, le Congrès, par un amendement à la loi sur les déchets, a spécifié en 1987 au DOE de limiter les études de caractérisation au seul site de Yucca Mountain.

Au départ, le sénateur Pete Domenici n'était pas favorable au projet de Yucca Mountain, en raison notamment de l'efficacité jugée insuffisante du DOE dans la conduite du projet. De l'avis de nombreux observateurs, le DOE a toutefois, depuis 3 ou 4 ans, amélioré ses performances dans ce domaine.

En définitive, c'est en 2002 que le Secrétaire à l'énergie a proposé le choix de Yucca Mountain au Président pour le stockage des combustibles usés et de déchets radioactifs de haute activité et à vie longue, choix approuvé par le Congrès des Etats-Unis, qui a, par ailleurs, surmonté le veto de l'Etat du Nevada à une écrasante majorité.

1.- Le concept du stockage de Yucca Mountain

1.1.- Un stockage en sub-surface réversible pendant 50 ans

Devant constituer une solution définitive de stockage géologique pour les combustibles usés issus des centrales nucléaires commerciales et les déchets de haute activité provenant des activités militaires, le site de Yucca Mountain se trouve à 160 km au nord-ouest de Las Vegas, à l'intérieur du Nevada Test Site où ont eu lieu de nombreux essais nucléaires, dont ceux du programme Plowshare. Cette zone inhabitée - la première habitation se situe à 22 km - se caractérise par un climat très

¹⁸³ Service nucléaire, ambassade de France à Washington, 12 juillet 2004.

sec, avec des précipitations d'environ 19 cm par an, dont 95 % s'évaporent ou sont absorbés par la végétation.

D'une hauteur de 1500 mètres à la crête, la montagne de Yucca devrait abriter des galeries creusées à flanc de montagne et se situant à 300 mètres sous la surface et à 300 mètres au-dessus de la nappe phréatique. Le projet dans sa version de 2004 prévoit la construction de 56 km de galeries de stockage et de 39 km de galeries d'accès, soit un total de 95 km.

Le stockage souterrain, dans des galeries creusées à flanc de montagne dans une zone désertique, située à plusieurs dizaines de kilomètres de toute zone habitée, constituera, pour les promoteurs de Yucca Mountain et pour l'industrie nucléaire représentée par le Nuclear Energy Institute, un progrès de sûreté encore plus évident après les attentats du 11 septembre 2001, par rapport à la situation actuelle où des combustibles nucléaires usés et des déchets radioactifs militaires sont entreposés dans plus de 70 emplacements disséminés sur tout le territoire des Etats-Unis.

Les aléas sismiques et en particulier les tremblements de terre, au demeurant peu probables, affectent peu le sous-sol. Autre sécurité, le tuf qui représente la roche de Yucca Mountain retient les radioéléments. Enfin les conteneurs prévus pour les combustibles usés sont garantis, selon le DOE, pour résister à la corrosion sur une période de 100 000 ans, garantie que la NRC demandera vraisemblablement de pousser plus loin. À cet égard, on estime généralement que le problème de la corrosion globale est d'ores et déjà maîtrisé, tandis que celui de la corrosion localisée, notamment sur les soudures, représente encore une difficulté, sauf à rendre impossible l'arrivée d'eau sur celles-ci.

Pour répondre à la demande de sûreté à long terme, le DOE prévoit non seulement de surveiller le centre de stockage pendant au moins cent ans mais élabore également un programme de réversibilité.

Selon les termes de la loi NWPA, le centre de stockage de Yucca Mountain devra être réversible sur une période de 50 années, suivant la première période de 30 ans correspondant à son remplissage. Pour accroître le niveau de sûreté, le DOE travaille toutefois à rendre possible l'ouverture du centre pendant une période supplémentaire de 100 ans.

Un entreposage des combustibles usés est prévu à proximité du centre de stockage, de manière, d'une part, à attendre l'autorisation d'ouverture du stockage et, d'autre part, une fois celle-ci obtenue, à refroidir les combustibles et à atteindre les conditions de température réglementaires pour le stockage.

En tout état de cause, le centre de Yucca Mountain est prévu pour permettre un stockage à chaud, dans la mesure où les galeries devraient être totalement sèches pendant une période de 1200 ans au moins.

1.2. Une entrée en service prévue en théorie pour 2010

C'est le 15 février 2002 que la décision finale concernant Yucca Mountain a été prise par le Congrès des Etats-Unis, par son vote annulant le veto de l'Etat du Nevada.

S'agissant de la vie du stockage, trois licences ou autorisations sont nécessaires : la première pour la construction du centre de stockage, la seconde pour son exploitation et la troisième pour sa fermeture.

Le dépôt auprès de la NRC (Nuclear Regulatory Commission) du dossier de demande de licence pour la construction était prévu pour la fin décembre 2004 mais a été repoussé aux premiers mois de 2005. Préalablement, le DOE doit publier sur son site web un ensemble de documents pertinents, mis ainsi à la disposition de la NRC et du public.

D'après la loi américaine sur les déchets radioactifs, le Nuclear Waste Policy Act (NWPA), l'autorité de sûreté américaine aura alors 3 années pour examiner la demande de licence, délai éventuellement extensible d'une année.

Cette période est décomposée en deux parties : 18 mois pour un examen technique de la demande et la préparation du rapport de la NRC ; 18 mois pour des auditions publiques contradictoires, débouchant sur une éventuelle autorisation de construction qui serait donc accordée au plus tôt fin 2007¹⁸⁴ et au plus tard fin 2008.

Si la demande de licence reçoit une réponse favorable, la mise en service de Yucca Mountain est espérée pour 2010 par l'industrie

¹⁸⁴ Entretien avec le Dr Margaret Chu, Director, OCRW (Office of civilian radioactive wastes), DOE, Washington, 20 avril 2004.

nucléaire américaine, qui estime cet objectif difficile à atteindre, bien que possible.

Le DOE est lui aussi particulièrement attaché au respect de cette échéance.

Dans l'impossibilité d'honorer son engagement contracté en 1992 de reprendre à partir de 1998 leurs combustibles, les producteurs d'électricité exploitant des centrales nucléaires ont en effet poursuivi le DOE en dommages et intérêts - au total 65 recours en avril 2004 - , dont il souhaite évidemment qu'ils se limitent à la période 1998-2010.

Pour certains observateurs, qui pointent la spécialisation de la NRC dans la sûreté des réacteurs et sa relative inexpérience dans le domaine du stockage des déchets, la mise en service de Yucca Mountain ne semble pas pouvoir intervenir avant 2015, au contraire de la date de 2010 annoncée¹⁸⁵.

Curieusement, la loi NWPA ne traite pas de la période postérieure à l'obtention de la licence, mais ce vide juridique ne semble poser de problème à aucune des opérateurs.

1.3. Le transport des conteneurs et l'entreposage intermédiaire sur site, deux questions en cours d'examen

Le transport des combustibles usés vers Yucca Mountain ainsi que leur entreposage momentané à proximité du site, avant leur installation dans celui-ci, font l'objet d'études approfondies depuis peu. Pour le NWTRB (Nuclear Waste Technical Review Board), instance de conseil du Département de l'énergie et du Congrès, il s'agit là d'un problème de logistique d'une importance majeure.

L'industrie française, forte de son expérience de logistique nucléaire, semble bien placée pour contribuer à la mise en place de solutions techniques.

¹⁸⁵ J. Besnainou, Areva, Bethesda, 20 avril 2004.

Le transport routier à court terme et par voie ferrée à moyen terme

Indépendante de la licence relative à Yucca Mountain, la question des transports se limite, en termes de réglementation de sûreté, à la licence des surconteneurs. Le DOE estime qu'il faudra environ 5 années pour assurer le design et la fabrication des surconteneurs et obtenir la licence adéquate. Si la qualification de sûreté des surconteneurs « *casks* » fait ainsi partie intégrante des contraintes d'exploitation de Yucca Mountain, en revanche le système de transport dans son ensemble n'en fait pas partie. Le DOE n'en adoptera pas moins des standards de sûreté élevés, l'industrie jugeant indispensable que le DOE fasse aussi bien qu'elle pourrait elle-même le faire.

Le NWTRB souligne que dans cette question, les 77 sites d'entreposage actuels sont concernés, avec des déchets de types différents et des conditionnements variables, qui, pour la plupart, ne sont pas transportables en l'état. Il conviendra en conséquence de planifier les nombres de conteneurs à manufacturer, et l'ordre et les quantités d'acheminement des colis.

S'agissant des surconteneurs utilisés pour le transport des combustibles usés, dont le coût total devrait atteindre 10 millions \$, une bataille juridique s'annonce, entre l'Etat du Nevada et la NRC. Il est en effet probable que l'Etat du Nevada exige que les conteneurs soient testés à la rupture alors que la NRC entend édicter des caractéristiques réglementaires correspondant à des scénarios réalistes.

La question des transports de combustibles usés vers Yucca Mountain, n'a pas fait l'objet, jusqu'à une date récente, d'études nombreuses et approfondies, dans la mesure où les délais sont larges et où les crédits, jugés insuffisants par le NEI (Nuclear Energy Institute) pour l'ensemble de la question des déchets, ont été utilisés préférentiellement pour l'étude du centre de stockage lui-même.

Bien qu'ils ne puissent pas s'opposer aux transports de déchets radioactifs sur leur territoire, les Etats locaux sont toutefois largement impliqués dans cette question, puisqu'ils participent aux choix des trajets et à la mise en œuvre des plans d'urgence. L'étude d'impact annexée à la demande de licence comprend une évaluation de la sûreté des transports.

S'agissant du transport au sein du Nevada, le DOE juge préférable le rail. Le DOE a sélectionné le corridor de Caliente pour construire une ligne optimale, mais, en raison du relief montagneux et de la nécessité d'éviter au maximum les vallées habitées, la ligne à construire est longue de 500 km¹⁸⁶.

En l'absence d'une ligne de chemin de fer arrivant au site de Yucca Mountain, un transport intermodal sera inévitable, ce qui nécessitera aussi d'adapter les routes aux charges supérieures à la normale des camions. En tout état de cause, la mise au point des schémas de transport impliquera les départements des transports local et national et ne semble pas pouvoir aboutir, selon le NEI avant 2016, selon la NRC avant 2012 et selon le NWTRB en aucun cas avant 2010.

Dans l'intervalle, le recours aux transports routiers sur la totalité de trajets, dans certains cas très longs, sera indispensable. La NRC s'attend que la mise au point des modalités et du planning de transport dure en tout état de cause longtemps et soit difficile.

Ainsi que le précise le NWTRB¹⁸⁷, la planification des trajets utilisés nécessitera l'acceptation des communautés concernées et leur implication dans les plans d'urgence, ainsi que des précautions particulières, le moment venu, pour l'insertion des trains de déchets dans le trafic commercial.

Les inévitables difficultés rencontrées pour résoudre le problème des transports seront toutefois tempérées par l'expérience acquise dans le transport des déchets de Fort Saint Vrain, Colorado à Hanford, Washington, et des différents centres du DOE vers le WIPP au Nouveau Mexique. Dans ce dernier cas, la planification des transports a commencé 7 ans à l'avance, en concertation avec les Etats traversés par les transports et avec les administrations fédérales concernées. Si les transports des déchets de faible activité se sont avérés d'une grande sûreté, avec un nombre infime d'accidents dont aucun n'a conduit au rejet de matières radioactives, il s'agira pour Yucca Mountain de respecter impérativement l'objectif de « *zéro accident* ».

¹⁸⁶ Le corridor de Caliente est connecté au réseau ferroviaire de l'Utah, au nord est. Une autre route ferroviaire passant par le Texas, au sud est, n'a pas été retenue car elle entraînait un passage des convois par la ville de Las Vegas.

¹⁸⁷ Audition du NWTRB, Bethesda, 21 avril 2004.

La manutention et l'entreposage à sec, deux questions en cours d'approfondissement

Une fois les surconteneurs acheminés sur le site de Yucca Mountain, les conteneurs de combustibles usés devront être déchargés puis entreposés momentanément à proximité des galeries souterraines, avant d'y être introduits.

Les tonnages en cause - 70 000 tonnes ou plus en cas d'extension de capacité - obligent à trouver des solutions industrielles à la fois sûres, techniquement avancées et les moins onéreuses possibles.

En complément aux marchés du transport de déchets ou de combustibles usés, l'entreposage à sec sur le site des centrales, la manutention et l'entreposage momentanés sur le site de Yucca Mountain apparaissent porteurs aux filiales américaines du groupe français AREVA.

1.4.- Une capacité réelle supérieure à la capacité légale

La loi sur les déchets nucléaires a fixé la capacité de Yucca Mountain à 70 000 tonnes métriques de métal lourd, dont 7 000 tonnes pour les déchets militaires et 63 000 tonnes pour les combustibles usés des réacteurs civils. Mais il ne s'agit que d'une limite légale et non pas physique. L'étude d'impact de Yucca Mountain « *Environmental Impact Assessment* » mentionne qu'aucun facteur géologique ne s'opposerait à ce que la capacité du centre de stockage soit doublée et portée à 150 000 tonnes métriques.

La masse de combustibles usés issus des réacteurs américains s'élevait début 2004 à 40 000 tonnes, avec une augmentation de 2000 tonnes par an¹⁸⁸. Sur la totalité de la durée de vie du parc américain, le total devrait atteindre environ 120 000 tonnes. À condition de voir sa limite légale repoussée, le site de Yucca Mountain devrait donc suffire pour absorber les déchets produits par le parc électronucléaire actuel. Le DOE devrait recommander l'extension du site entre 2007 et 2010.

Pour sa part, une étude du MIT, qui examine les conditions et les conséquences d'un développement du parc électronucléaire américain pour réussir à limiter les émissions de CO₂, conclut, sur le cas américain,

¹⁸⁸ Entretien avec le Commissaire McGAFFIGAN

à la nécessité de construire un autre Yucca Mountain en cas d'accroissement du parc électronucléaire américain.

L'industrie nucléaire américaine estime, par la voix du Nuclear Energy Institute, qu'un redémarrage du nucléaire aux Etats-Unis s'accompagnerait inévitablement d'une nouvelle attitude vis-à-vis de la transmutation, et dans l'attente de sa mise au point, d'un recours au stockage en surface. Dans le cas contraire, le stockage définitif l'emporterait. Eu égard à l'avenir de Yucca Mountain, le sénateur Domenici estime, lui-même, que le retraitement-recyclage présente un intérêt croissant.

En définitive, Yucca Mountain devrait suffire pour le parc électronucléaire en service. En cas de construction de nouveaux réacteurs, Yucca Mountain pourrait voir sa capacité étendue par une loi adoptée par le Congrès, qui pourrait aussi sélectionner un autre site pour un centre de stockage supplémentaire¹⁸⁹.

2. Les acteurs du projet de Yucca Mountain

2.1. Le DOE confiant dans son projet

Pour le DOE¹⁹⁰, le projet de Yucca Mountain est très différent de celui du WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) pour les déchets transuraniens. À l'inverse du WIPP, les questions techniques sont moins nombreuses à résoudre à Yucca Mountain mais les obstacles politiques sont plus nombreux.

Les enjeux politiques au Nevada interfèrent avec les problèmes techniques, bien qu'ils ne soient pas si nombreux à résoudre.

Selon le DOE, une des raisons de la dérive politique du projet de Yucca Mountain provient des conditions de la discussion technique avec la population.

Pour le WIPP, le Congrès a créé et financé un groupe de discussion technique, indépendant et ouvert, émanant de l'université du Nouveau Mexique, intitulé EEG (Environmental Evaluation Group). Ce groupe a conduit des discussions techniques dépassionnées. Au contraire,

¹⁸⁹ Entretien avec le Commissaire McGAFFIGAN.

¹⁹⁰ Dr Margaret Chu, Director OCRW, DOE, Washington DC, 21 avril 2004.

pour Yucca Mountain, ce sont les Gouverneurs successifs du Nevada qui ont créé des groupes non techniques de discussion, dont l'approche des problèmes n'a pas été scientifique mais polémique.

2.2. Le rôle de l'EPA

La loi sur les déchets nucléaires de 1982 « *Nuclear Waste Policy Act* » a enjoint à l'EPA de mettre au point des normes de protection de l'environnement contre des rejets éventuels de radioéléments provenant de sites de stockage de déchets radioactifs. La loi sur la politique énergétique de 1992 a ultérieurement fixé à l'EPA l'objectif de préciser ces standards pour le site de Yucca Mountain, en lui ordonnant également de demander à l'Académie nationale des sciences (National Academy of Science - NAS) une étude débouchant sur des recommandations pour des normes raisonnables « *reasonable standards* » pour la protection du public. Les normes de l'EPA devraient être fondées et cohérentes avec les recommandations de la NAS.

Pour établir ses normes relatives à Yucca Mountain, l'EPA a intégré les remarques du public, les recommandations de l'Académie nationale des sciences, des paramètres économiques, des considérations politiques, ainsi que les niveaux de risques¹⁹¹. Avant d'être édictés, les projets de normes ont été soumis au public et aux administrations. Les décisions finalement prises par l'EPA auraient pu être annulées par le Congrès, pendant trente jours, ce qu'il n'a pas fait.

En tout état de cause, l'EPA a édicté deux normes. La première concerne la radioprotection individuelle, qui est au même niveau qu'au WIPP. La deuxième concerne la composition limite des eaux souterraines, dans un périmètre de 5 km autour de Yucca Mountain, à partir duquel la norme doit être satisfaite. Il est à noter que l'industrie nucléaire, par la voix du Nuclear Energy Institute, conteste le bien fondé de cette double limite. Par ailleurs, la limite spatiale d'application de la norme est de 18 km, dans la direction du sud, en raison de l'écoulement nord sud des eaux souterraines¹⁹². Un opposant comme Tom Cochran fait remarquer que l'application de la norme à partir de 18 km au lieu de 5 km revient en fait à l'assouplir considérablement, dans la mesure où plus la distance est importante, plus la dilution est forte, ce qui en rend le respect plus aisé.

¹⁹¹ Entretien avec des responsables de l'EPA, Washington DC, 21 avril 2004.

¹⁹² Pour mémoire, la limite relative au WIPP est de 5 km.

Quelques jours après leur adoption, les normes de l'EPA ont toutefois fait l'objet de recours par des associations de protection de l'environnement ainsi que par l'industrie nucléaire elle-même.

2.3. La supervision scientifique exigeante du NWTRB

Le NWTRB « *Nuclear Waste Technical Review Board* » est une instance de conseil dont les membres sont nommés par le Président des Etats-Unis et dont la fonction est de conseiller à la fois le secrétaire à l'énergie et le Congrès, sur les aspects scientifiques de l'aval du cycle, son rôle excluant à la fois la réflexion éthique et la définition de la politique de gestion des déchets.

Comprenant 11 membres, assistés par 10 conseillers et 4 administratifs, le NWTRB tient 3 à 4 réunions par an, sur la base d'informations demandées aux acteurs de l'aval du cycle, et rapporte au Congrès deux fois par an.

Le rôle du NWTRB peut être comparé à celui de la Commission nationale d'évaluation française.

Créé en 1987 en même temps que le site de Yucca Mountain était retenu comme le seul site de stockage, le NWTRB, qui était au départ très confiant dans les caractéristiques de ce site, a multiplié les questions et estime aujourd'hui qu'il reste beaucoup d'études à faire, même s'il n'y a aucune raison d'éliminer le site.

Préparé à fonctionner jusqu'à l'année suivant l'ouverture du site de stockage, le NWTRB juge probable que le Congrès lui confirme la responsabilité de surveiller sur le plan scientifique non seulement la phase en cours de caractérisation de Yucca Mountain mais aussi le processus de licence, l'évaluation de performance du futur centre, le programme de transports, l'ingénierie et la construction des usines annexes.

2.4. L'approche de la NRC pour la certification du site

Pour l'examen de la demande d'autorisation de construction présentée par le DOE, la NRC utilisera une approche « *risk informed* » ou analyse probabiliste de sûreté.

Les risques les plus importants, qui ont déjà été examinés lors de la procédure de pré-licence, font l'objet, de la part de la NRC, de travaux de recherche et développement conduits avec ses propres moyens, parallèlement au DOE. Une cinquantaine d'agents de la NRC travailleront pendant trois années sur la demande de licence relative à Yucca Mountain, avec l'aide d'un même nombre de contractants extérieurs.

Le Commissaire McGaffigan de la NRC estime pour sa part que Yucca Mountain est un bon site sur le plan technique.

La procédure d'instruction de la demande par la NRC est publique et contradictoire, ce qui impliquera notamment la présence permanente de représentants de l'Etat du Nevada. Cette procédure inclut l'obligation de « *discovery* » ou communication préalable, qui oblige toute personne en possession d'une information pertinente à la rendre publique. Au reste, la procédure conduite par la NRC est entièrement publique.

Quelle que soit la décision prise, la NRC recommandera de poursuivre la recherche sur la sûreté de ce projet de recherche, y compris si la licence de construction est accordée.

2.5. La position de l'industrie nucléaire

Selon le Nuclear Energy Institute, le projet de Yucca Mountain ne pose plus de problèmes scientifiques.

Le risque de criticité dû à l'entreposage de quantités importantes de matières radioactives peut être annulé par des dispositions de gestion adéquates. Le problème de corrosion des conteneurs est en cours de résolution.

La controverse juridique sur la période de sûreté est jugée avec sévérité par le NEI.

La recommandation d'une limite plus contraignante de 100 000 ans, faite par l'Académie des sciences, est jugée par l'Environment Protection Agency (EPA) comme ne devant s'appliquer qu'à des éléments chimiques stables et non pas aux éléments d'activité décroissante contenus dans les déchets radioactifs.

Le NEI estime en outre que l'édiction d'une telle norme est du ressort exclusif des autorités politiques et non pas de l'Académie des sciences.

Mais le DOE devrait, en toute hypothèse, déposer sa demande de licence au moment prévu, la preuve du respect de l'échéance de 300 000 ans n'étant pas difficile à apporter.

3. L'acceptation politique, locale et nationale du projet de Yucca Mountain

3.1. L'Etat du Nevada, focalisé sur les recours juridiques

L'Etat du Nevada tente, avec plus ou moins d'énergie selon les majorités politiques, à repousser la réalisation du centre de stockage de Yucca Mountain, quitte à en tirer le maximum de bénéfices.

Le précédent Gouverneur du Nevada, Robert Joseph Miller, mettait au premier rang de ses priorités, d'une part, la garantie d'une sûreté maximale pour le centre de stockage, et, d'autre part, l'obtention de compensations aussi élevées que possible.

L'actuel Gouverneur républicain, Kenny Guinn, en fonction depuis 1999, est opposé au projet.

En tout état de cause, de nombreux observateurs estiment que toute autre attitude qu'une opposition officielle serait contre-productive, à la fois électoralement et tactiquement dans la négociation avec le pouvoir fédéral.

L'Etat du Nevada a mis son veto au projet mais celui-ci a été annulé par le Congrès des Etats-Unis.

Nonobstant cet échec, l'Etat du Nevada continue d'être partie à un grand nombre de recours, dont l'effet certain est d'en compliquer la réalisation et de la retarder, sinon de l'empêcher. De nombreux observateurs remarquent que l'Etat du Nevada n'a pas été limité par le Congrès des Etats-Unis dans ses possibilités de recours.

3.2. La vigilance des collectivités locales

Deux collectivités locales jouent un rôle clé pour l'acceptation éventuelle du stockage de Yucca Mountain, le Comté de Clark et la ville de Las Vegas, la plus importante ville de ce dernier et de l'Etat du Nevada.

L'opposition active mais pragmatique du Comté de Clark

Le Comté de Clark, un comté d'une superficie équivalente à celle de l'Etat du Massachusetts, ainsi que cinq villes, dont celle de Las Vegas, et deux tribus locales, se sont associées pour suivre le projet de Yucca Mountain, la concertation avec l'Etat du Nevada étant également étroite.

La loi NWPA (Nuclear Waste Policy Act) ayant spécifié qu'aucune action de lobbying, aucun recours juridique ni aucune action de coalition ne pouvaient être financés par des subventions fédérales, le Comté de Clark finance ses activités d'opposition à Yucca Mountain avec ses ressources propres.

Officiellement, le Comté de Clark s'oppose au projet de Yucca Mountain, en particulier par le moyen de recours juridiques.

Les autorités locales font valoir que le WIPP s'est établi dans un tissu économique local en dépression, qui a accueilli favorablement la création d'infrastructures et d'emplois nouveaux.

Pour des responsables administratifs du Comté de Clark, le cas de Yucca Mountain est radicalement différent, en raison de la vitalité économique de la région de Las Vegas.

Se basant sur la forte baisse de la fréquentation entraînée par les attentats du 11 septembre 2001 et la lenteur du retour à la normale, les autorités du Comté de Clark craignent en tout premier lieu un attentat terroriste à Las Vegas et en second lieu un incident nucléaire dans la région, dont l'impact serait catastrophique sur l'activité économique, en particulier s'il s'accompagnait d'une contamination.

Les autorités du Comté de Clark estiment de leur devoir de maintenir la pression la plus forte possible sur le DOE, quel que soit le stade du processus : autorisation, construction et exploitation.

Les autorités du Comté doivent tenir compte de la demande de certains habitants qui, convaincus du caractère inéluctable du stockage, refusent une opposition systématique et préconisent au contraire de négocier de substantielles contreparties.

L'impact économique du projet est ainsi étudié en détail. Les aspects négatifs principaux pourraient être une dévalorisation limitée de l'immobilier et une diminution de la fréquentation touristique. Les aspects positifs pourraient être les emplois directs créés et les emplois indirects, par exemple dans l'industrie de BTP, ainsi qu'une hausse du prix des logements du fait des emplois créés.

En complément aux études détaillées qu'il fait réaliser sur les questions, le Comté de Clark accorde une grande attention aux questions de sûreté.

Malgré ses recours en justice, le Comté de Clark, qui garde de bonnes relations avec le DOE, échange de l'information avec ce dernier et apporte sa contribution au projet. La subvention d'environ 2 millions dollars du DOE, accordée depuis 1987 par le Congrès des Etats-Unis avec les aléas toutefois d'une décision annuelle, finance sa participation à l'élaboration d'un système intégré de transport et à la mise en place de garanties de sûreté pour le public par le biais notamment de plans d'urgence.

La ville de Las Vegas en opposition frontale

La ville de Las Vegas compte 500 000 habitants et l'agglomération 1,7 million. La capacité hôtelière est de 129 000 chambres. Destination touristique internationale, Las Vegas accueille 250 000 touristes en moyenne, chaque fin de semaine, et 36 millions sur une année. L'expansion de Las Vegas l'expose d'ailleurs au problème de son alimentation en eau, le lac Mead qui pour l'instant pourvoit à ses besoins étant en forte baisse.

Pour le maire de Las Vegas¹⁹³, lorsque le site de Yucca Mountain a été sélectionné en 1987, la ville est encore de petite taille, avec un environnement rural. Depuis lors, Las Vegas s'est très rapidement développée, a triplé sa population, au point que l'agglomération est aujourd'hui de la taille d'Atlanta ou de Cleveland. La récente reprise du

¹⁹³ Entretien avec M. Oscar B. Goodman, maire de Las Vegas, 28 avril 2004

tourisme entraîne actuellement une croissance rapide de la population, 6000 personnes supplémentaires s'installant chaque mois dans l'agglomération. On constate en particulier ces dernières années un afflux de retraités, attirés par un coût de la vie compétitif, un climat agréable et des loisirs nombreux. Le contexte du projet de Yucca Mountain a donc totalement changé.

Au-delà de cette équation économique très différente, le maire de Las Vegas fait deux critiques majeures au projet de Yucca Mountain.

En premier lieu, le problème des transports non seulement n'est pas encore résolu, alors qu'il s'agit d'une question majeure pour les communautés locales concernées. En deuxième lieu, les subventions promises par le Département de l'énergie n'ont pas été effectivement versées, ce qui jette un doute sur la fiabilité des engagements de l'Etat fédéral.

3.3. Des contreparties économiques effectives, une variable clé de l'acceptation

Malgré ces oppositions officielles, la question de Yucca Mountain ne figure pas, selon l'industrie nucléaire américaine représentée par le Nuclear Energy Institute (NEI), au premier rang des préoccupations locales,

Selon la même source, l'opinion dominante des populations locales et de leurs représentants, était en avril 2004 que la réalisation du centre semblant inévitable, il importait au premier chef d'accroître les bénéfices économiques d'un tel projet, d'y participer positivement et d'éviter des dépenses ruineuses en recours juridiques.

En particulier, 80 % de la surface du Nevada appartenant à l'Etat fédéral, des transferts fonciers seraient nécessaires, notamment pour la construction des voies de chemin de fer, entraînant la commercialisation de terrains valorisés par celles-ci.

Le projet de Yucca Mountain présente un intérêt réel pour le Nevada, dont l'économie a véritablement souffert des conséquences des attentats du 11 septembre 2001, le nombre de séjours, l'activité des jeux, l'organisation de conventions ayant chuté pendant de nombreux mois à Las Vegas. Liées à la mise en service du centre de stockage, les activités de production des conteneurs, l'installation de centres de recherche, le

développement des énergies renouvelables soutiendraient l'économie locale.

Au fond des choses, le projet de Yucca Mountain souffre localement de l'ombre portée des nombreux essais nucléaires pratiqués au Nevada - 900 environ -. La crédibilité de l'administration fédérale a été atteinte par la dénégation de leur impact, alors que plusieurs d'entre eux ont pourtant été des essais atmosphériques. Il s'agit là sans aucun doute d'une situation particulière.

4. Les questions scientifiques et techniques en débat et leurs conséquences juridiques

4.1. Des recours juridiques nombreux

Du fait même de la complexité de la procédure d'autorisation, la mise en service de Yucca Mountain est entachée d'incertitudes importantes, tant dans le domaine administratif que politique.

Le DOE souligne lui-même l'inutile complexité de la réglementation américaine. Ainsi, la réglementation de la radioprotection est de niveau fédéral. Au contraire la réglementation pour les rejets chimiques est du niveau des états locaux. Cette répartition des responsabilités a généré dix années d'affrontements et des millions de dollars de dépenses¹⁹⁴.

La procédure d'examen de la demande de licence de construction de Yucca Mountain comprend des auditions publiques conduites par la NRC, qui s'apparentent à un véritable procès, dans la mesure où s'y affrontent les auteurs de la demande - à savoir le DOE - et les opposants issus principalement du Nevada.

La demande de licence représente un dossier d'environ trente millions de pages fournies à l'autorité de sûreté, qui devait en publier un million à la fin juin 2004.

La NRC s'attend que l'instruction publique contradictoire réalisée au moyen des auditions publiques dure de deux à trois ans¹⁹⁵.

¹⁹⁴ Dr Margaret Chu, Director OCRW, DOE, Washington, 21 avril 2004.

¹⁹⁵ Entretien avec le Commissaire McGaffigan, Rockville, Maryland, 19 avril 2004.

Une fois construit le centre de stockage, une nouvelle phase d'instruction publique contradictoire interviendra en préalable à la réception des combustibles usés et des déchets de haute activité, cette phase devant être toutefois plus courte que la précédente.

Le projet de Yucca Mountain fait l'objet d'une quinzaine de recours, qui ont obligé le DOE à se faire assister par un cabinet d'avocats pour faire face aux conseils juridiques employés par les opposants. L'Etat du Nevada poursuit à la fois le DOE (Department of Energy), la NRC (Nuclear Regulatory Commission) et l'EPA (Environment Protection Agency), pour un total de 6 recours. Des dizaines de millions \$ devraient ainsi être dépensés avant l'ouverture éventuelle de Yucca Mountain.

Les recours juridiques au niveau local peuvent être déférés en appel au niveau fédéral à Washington, puis au niveau de la Cour suprême des Etats-Unis. La NRC s'attend également que ses décisions soient déférées devant une cour d'appel fédéral.

À ces appels jugés au niveau fédéral, s'ajoutent les recours concernant l'utilisation de l'eau, qui sont exclusivement du ressort local. À cet égard, l'Etat du Nevada conteste le droit du DOE à prélever de l'eau, y compris pour les opérations de construction.

4.2. Les débats technico-scientifiques et leurs conséquences juridiques

On se limitera ci-dessous aux questions les plus importantes. Parmi les risques les plus importants relatifs à un éventuel centre de stockage à Yucca Mountain, figurent l'activité volcanique avec les conséquences d'une remontée du magma, la corrosion et le transport des radioéléments dans l'environnement, dont l'étude inclut la réalisation de modèles et leur validation par l'expérience.

Le volcanisme de la zone de Yucca Mountain

Le risque d'activité volcanique à très long terme est jugé comme l'un des plus importants par la NRC.

Le DOE entend démontrer qu'aucun séisme ne s'est produit à Yucca Mountain depuis 70 millions d'années. Un argument supplémentaire que le DOE entend utiliser, est celui de la pérennité des

surconteneurs même en cas de séisme, dont les conséquences s'atténuent classiquement en profondeur.

Certes la remontée de magma jusqu'à hauteur du dépôt pourrait endommager sérieusement les conteneurs de déchets et conduire au relâchement de radioéléments dans l'environnement. La NRC a posé à cet égard comme condition à l'obtention de la licence, la preuve que le risque sismique a une probabilité de l'ordre de 10^{-8} .

Selon le DOE, les experts ont démontré que la probabilité d'une rupture de l'intégrité du stockage par un phénomène volcanique est de $1,6 \cdot 10^{-8}$ par an.

La criticité au sein d'un éventuel dépôt

Selon la NRC, le risque de criticité, qui peut être géré par une géométrie adéquate des galeries de stockage et une répartition appropriée des conteneurs dans celles-ci, ne constitue pas un obstacle important à la mise en service de Yucca Mountain, à charge toutefois pour le DOE de démontrer la sûreté de l'architecture retenue.

La caractérisation et la modélisation du site de Yucca Mountain

Le site de Yucca Mountain présentant la double caractéristique d'être situé dans un milieu insaturé¹⁹⁶ et au-dessus de la nappe phréatique, sa modélisation revêt une importance primordiale.

Non seulement des recherches sont menées concernant la circulation des eaux souterraines mais des modèles de simulation numérique sont en développement pour étudier le transport éventuel de radioéléments dans l'environnement, en cas de rupture des barrières artificielles. Grâce aux puissances de calcul parallèle énormes fournies par la technologie du « *grid* », le DOE met au point des modèles détaillés de Yucca Mountain, comprenant plusieurs modules et permettant de faire des calculs de sensibilité¹⁹⁷.

Pour les opposants au projet, qui insistent sur le fait qu'il ne suffit pas de constater l'absence de conditions défavorables au stockage pour valider la sûreté du site, il faut certes disposer de modèles de

¹⁹⁶ L'argile est au contraire un milieu saturé.

¹⁹⁷ Entretiens au Lawrence Livermore National Laboratory, Californie, 30 avril 2004.

simulation numérique, précis et fiables, permettant d'étudier l'évolution de la sûreté au cours du temps. Mais il faut que ces modèles soient alimentés par des données représentatives de la situation et complètes. Or, selon ces mêmes sources, les données actuellement disponibles sur les caractéristiques géologiques de Yucca Mountain seraient insuffisantes. D'où des marges d'incertitude sur les rôles respectifs des barrières naturelles et des barrières artificielles, ainsi que sur la nature des protections contre la corrosion à mettre en place pour les surconteneurs.

En tout état de cause, pour instruire la demande d'autorisation du site de stockage émanant du DOE, la NRC disposera de ses propres modèles, de façon à évaluer les données transmises par le DOE.

Considération relativisant les doutes sur la sûreté du stockage, les modèles utilisés actuellement par le DOE seraient exagérément pessimistes, selon le Pr. Per Peterson¹⁹⁸ de l'université de Californie à Berkeley.

Ainsi, l'étude approfondie en cours des écoulements d'eau possibles entre le sommet de Yucca Mountain et les galeries, semble montrer d'ores et déjà qu'un nombre très réduit de failles et de fissures participe à ce phénomène et qu'il devrait être possible d'établir une carte pour les principales, permettant un dessin optimal du dépôt.

Procédant de la même approche conservatrice, la diffusion des radioéléments dans l'environnement par l'intermédiaire des eaux souterraines, en cas de rupture des barrières artificielles, est actuellement supposée se faire selon un écoulement dans un canal cylindrique, alors qu'en réalité, elle s'effectuerait en éventail avec un effet de dispersion, ce qui limitera fortement sa portée en direction de l'Amargo Valley.

Facteur encourageant pour les performances réelles du site de Yucca Mountain, il semble bien que plus les données expérimentales sont nombreuses et les modèles détaillés et précis, et meilleures apparaissent les capacités de confinement de la barrière géologique.

Pour les experts du laboratoire national de Lawrence Livermore (Lawrence Livermore National Laboratory - LLNL), l'évaluation de la sûreté du site de Yucca Mountain doit impérativement être une

¹⁹⁸ Pr. Per Peterson, UC Berkeley, 29 avril 2004.

évaluation probabiliste. En conséquence, d'une part, un système d'assurance qualité doit être mis en place pour cette tâche, et, d'autre part, les méthodes développées par l'industrie aéronautique et les compagnies aériennes pourraient très certainement constituer une source d'expertise très utile.

La température à l'intérieur du centre de stockage et la corrosion des surconteneurs de déchets

La corrosion et ses atteintes potentielles sur le confinement des déchets constituent un sujet de controverse majeure, qui a des prolongements importants pour la période d'application de la norme de radioprotection, constituent probablement

- La corrosion, une question importante pour l'avenir du site

La corrosion des surconteneurs en alliage 22 dans lesquels seront stockés à sec les conteneurs de déchets, est l'un des risques considérés comme dominants par la NRC. Le DOE, qui, au contraire, est extrêmement confiant, estime que des conditions physico-chimiques agressives favorisant la corrosion, ne peuvent exister durablement¹⁹⁹ et que, de toute façon, la plupart des conteneurs resteront intacts, quels que soient les paramètres physiques extérieurs.

Mais il n'en demeure pas moins que, compte tenu de la limite de 10 000 ans pour le respect de la norme de radioprotection fixée par l'EPA (voir paragraphe suivant), une démonstration doit être apportée sur la tenue des conteneurs au-dessus du point d'ébullition, au moins pendant les dix mille premières années.

La question centrale est la suivante : en cas de corrosion des conteneurs, le mécanisme spontané sera-t-il celui d'une repassivation du revêtement ou au contraire celui d'un accroissement de la vitesse de corrosion ? La nature de l'environnement et la composition chimique des eaux de ruissellement sont évidemment des facteurs déterminants à cet égard.

En tout état de cause, la NRC disposera de ses propres modèles d'évaluation de la corrosion.

¹⁹⁹ Dr Chu, Director OCRW, DOE, Washington, 21 avril 2004.

La controverse dépôt « chaud » - dépôt « froid »

Il semble en tout cas exister une divergence importante entre le NWTRB qui préconise de limiter à moins de 100°C la température à l'intérieur du centre de stockage pendant au moins 1000 ans, et le DOE qui conçoit Yucca Mountain comme un stockage à chaud. Si la température ambiante est inférieure à 100 °C, les eaux susceptibles de pénétrer dans les galeries ne posent pas de problème. Au contraire, si la température dépasse 100 °C et atteint comme anticipé près de 180 °C, il est difficile de prévoir le comportement des eaux vaporisées, leurs trajets, les processus de recondensation et de ruissellement.

D'ailleurs, le NWTRB constate des variations dans le concept du stockage semblant traduire un certain embarras du DOE qui a mis l'accent au départ sur le rôle prédominant donné aux barrières naturelles mais a renforcé progressivement, depuis lors, celui des barrières artificielles - conteneurs et boucliers anti-ruissellement -. Ainsi, pour pallier la corrosion des surconteneurs en alliages contenant du nickel, il est désormais prévu de protéger ceux-ci avec des boucliers en titane

De fait, pour le NWTRB, des températures élevées au sein des galeries de stockage, intervenant au cours des mille à deux mille premières années, dans le concept du stockage à chaud, risqueraient d'interférer avec les volumes et la composition chimique des eaux de ruissellement pour amplifier éventuellement les phénomènes de corrosion, notamment en raison de dépôts de chlorure de calcium ou de magnésium. Alors, la durée de vie des conteneurs pourrait passer de 50 000 ans à moins de mille²⁰⁰.

Ainsi, un opposant, comme Tom Cochran²⁰¹, remarque que les eaux de ruissellement à Yucca Mountain sont oxydantes, au contraire des eaux de ruissellement dans le laboratoire souterrain d'Aspö en Suède ou dans la zone d'Olkiluoto en Finlande, qui sont réductrices. De ce fait, la barrière géologique doit être complétée par des sur-conteneurs à l'épreuve de la corrosion.

Pour améliorer la protection des surconteneurs, le NWTRB suggère d'étudier les surprotections retenues dans d'autres pays comme l'acier au carbone et la bentonite.

²⁰⁰ Pr. Bo Bodvarsson, Lawrence Berkeley National Laboratory, 29 avril 2004.

²⁰¹ Entretien avec Tom Cochran, Washington, 22 avril 2004.

Une autre solution serait d'attendre, pour l'introduction des déchets dans les galeries de stockage, le temps nécessaire à une baisse de leur température, l'inconvénient de cette solution étant que les installations d'entreposage extérieures sont à la fois plus coûteuses et moins sûres.

Faisant un parallèle avec la situation française, le Pr. David Duquette, membre du NWTRB, remarque que le retraitement permet une réduction des températures et des volumes.

La corrosion, un phénomène à ne pas surestimer

Une vision plus positive de la situation est donnée par le Pr. Per Peterson²⁰², de l'université de Californie à Berkeley.

En effet, l'alliage 22 qu'il est prévu d'utiliser pour les surconteneurs, à haute teneur en nickel et en molybdène, est extrêmement résistant à la corrosion en atmosphère sèche. Une atmosphère humide est de nature à accélérer la corrosion dans des zones sous contraintes, en particulier les soudures. Mais il faut noter que les modèles de corrosion utilisés par le DOE sont très conservatifs et qu'ils minimisent le fait que les soudures ne peuvent être en contact prolongé avec l'eau puisqu'elles sont verticales.

Au reste la tenue des conteneurs est fortement prolongée dans le temps par le choix de l'alliage 22 et le recours à des boucliers de titane, dont on peut toutefois redouter le coût²⁰³. D'ailleurs, la présence de chlorure de calcium n'est susceptible d'accélérer des phénomènes de corrosion que dans la mesure où du chlorure de calcium pur est déposé sur l'alliage 22, ce qui est évidemment très peu probable.

Or, dans la configuration du tuf de Yucca Mountain, on peut s'attendre que les forces capillaires s'opposent au ruissellement en goutte à goutte de l'eau à l'intérieur des galeries, de même que le dépôt de carbonate de calcium pourrait conduire à la formation de couches imperméables sur les surconteneurs.

Les experts du laboratoire national de Lawrence Livermore (LLNL - Lawrence Livermore National Laboratory) conduisent quant à

²⁰² Audition du 29 avril 2004, Berkeley, Californie.

²⁰³ L'impact du coût des boucliers de titane sur le prix de l'électricité est estimé à 0,1 ct/kWh, en raison des tensions créées sur le marché mondial du titane.

eux des recherches sur de nouveaux alliages, ceux contenant du zirconium semblant prometteurs. Toutefois, l'alliage 22 conserve ses atouts et ses partisans, notamment parce que ses propriétés sont très bien connues, sa commercialisation datant du début des années 1930. Une autre voie de recherche est donc également empruntée, celle de la pose de revêtements en céramique ou en acier au carbone, sur l'enveloppe extérieure des surconteneurs. Deux questions majeures doivent alors être résolues, d'une part l'imperméabilité effective et la pérennité dans le temps d'une couche protectrice et, d'autre part, la mise au point de méthodes industrielles de pose.

La notion essentielle de barrières multiples

Le choix par le DOE d'un stockage « *chaud* », où la température pourra dépasser 100 °C, a pour conséquence, selon les opposants à Yucca Mountain, qu'il sera impossible de garantir l'absence de corrosion sur les conteneurs.

Le Nevada a en conséquence déposé une plainte contre la NRC au motif que celle-ci a adopté des critères de performance globale du site et non pas une réglementation définissant des performances individuelles, barrière de confinement par barrière de confinement²⁰⁴.

La Cour d'appel du district de Columbia lui a donné tort, en jugeant le 9 juillet 2004 que la loi sur les déchets nucléaires NWPA a certes enjoint au DOE de sélectionner un site sur la base de la géologie mais que la NRC a reçu la mission de définir des critères de licence basés sur un système de barrières multiples.

Une période de 10 000 ou 300 000 ans pour le respect des normes de radioprotection ?

En 1985, une première série de réglementations a été adoptée par l'agence de protection de l'environnement EPA « *Environment Protection Agency* » en terme de standard de radioprotection pour les futurs sites de stockage de déchets radioactifs. C'est à cette date qu'une période générique de 10 000 ans a été définie pour le respect des normes de radioprotection par tout site de stockage de déchets radioactifs. Cette norme s'applique d'ailleurs au site de stockage de déchets transuraniens du WIPP.

²⁰⁴ Note du Service nucléaire, ambassade de France à Washington, 12 juillet 2004.

En 1992, dans le cadre de la loi sur l'énergie, le Congrès a donné l'instruction à l'EPA d'établir un nouveau standard spécifique à Yucca Mountain.

En conséquence, l'EPA a adopté un double standard de radioprotection, à savoir d'une part une dose limite d'exposition fixée à 150 $\mu\text{Sv}/\text{an}$, tous vecteurs confondus, et, d'autre part, une dose limite spécifique de 40 $\mu\text{Sv}/\text{an}$, pour la seule exposition liée à une contamination de l'eau. Simultanément, la réglementation de l'EPA définit une période d'application de cette norme limitée à 10 000 ans.

Le raisonnement de l'EPA s'articule autour de plusieurs considérations. En premier lieu, une telle période de 10 000 ans est suffisante pour évaluer la robustesse du stockage. En deuxième lieu, la modélisation portant sur des périodes très longues présente des marges d'incertitude très élevées, en particulier au-delà de 10 000 ans, comme l'ont montré les évaluations scientifiques faites sur les modèles utilisables. En troisième lieu, l'EPA assortit l'existence même du site d'exigences institutionnelles d'assurance qualité en terme de contrôles actifs ou passifs effectués sans limitation de durée.

Des plaintes ont été formées contre cette réglementation, au motif que la période ne s'étend pas jusqu'au pic de relâchement de la radioactivité dans la nature, comme le recommande l'Académie des sciences « *National Academy of Science* ». Cette dernière, par ailleurs, approuvée par des opposants comme Tom Cochran, estime qu'au-delà de 100 années, il n'est pas justifié de faire reposer la sûreté sur un contrôle institutionnel.

Le NWTRB remarque, lui aussi, que le pic de dose se situe au-delà des 10 000 ans. Certes, il existe des barrières géologiques pour s'opposer au relâchement éventuel de radioéléments dans l'environnement si la barrière des conteneurs venait à être rompue. Mais il est difficile de prévoir l'évolution géologique, surtout dans le contexte du changement climatique.

La Cour d'appel du District de Columbia a donné, le 9 juillet 2004, raison aux plaignants, pour une raison essentiellement juridique.

La loi sur l'énergie de 1992 indiquait en effet que la période d'application de la norme fixée par l'EPA devait être basée sur et compatible avec les observations et les recommandations de l'Académie

nationale des sciences. Or celle-ci a estimé qu'il convient que la norme soit respectée pendant plusieurs centaines de milliers d'années, c'est-à-dire jusqu'à la date correspondant au pic de la radioactivité susceptible d'être relâchée dans l'environnement.

Si la Cour d'appel a jugé que la loi de 1992 limitait le pouvoir normatif de l'EPA en le subordonnant aux recommandations d'une organisation consultative, elle a néanmoins admis qu'à côté de la possibilité de se conformer aux vues de l'Académie nationale des sciences, l'EPA peut aussi se retourner vers le Congrès pour obtenir l'autorisation de passer outre aux recommandations de celle-ci.

Si l'organisation des pouvoirs aux Etats-Unis et, en particulier, la latitude d'action d'une agence gouvernementale pour édicter des règles concrètes, est directement questionnée par la décision de la Cour d'appel, cette controverse a une autre dimension, à savoir la période pendant laquelle une intervention humaine peut être requise.

En effet, l'un des arguments utilisés par l'EPA pour justifier le choix d'une période d'application de 10 000 ans pour les normes de doses maximales, est qu'il serait possible, au-delà, de détecter d'éventuelles anomalies. Le point de vue de l'Académie nationale des sciences est au contraire que l'on ne doit pas compter sur un contrôle institutionnel quelconque pour assurer la radioprotection, en particulier à très long terme.

La Cour d'appel a annulé par voie de conséquence non seulement la réglementation de l'EPA mais également les dispositions prises par la NRC en application de la norme visée.

On peut se demander si l'EPA et la NRC ont une chance de gagner un éventuel recours devant la Cour suprême.

En réalité, il semble plus probable que le Département de l'énergie (DOE) s'attache à démontrer que la combinaison des différentes barrières de confinement permettra de satisfaire les normes de radioprotection à l'horizon de 300 000 ans.

IV.- Les projets pour le conditionnement et l'entreposage aux Etats-Unis

L'ensemble des dispositifs techniques utilisés en amont de Yucca Mountain constituent des marchés importants pour l'industrie, identifiés comme tels par les filiales américaines du groupe AREVA.

Les marchés actuels comprennent les surconteneurs de transport ou « *casks* », les dispositifs d'entreposage sur le site des centrales, ainsi que sur celui de Yucca Mountain dans l'attente de l'installation dans les galeries souterraines, soit un marché de 200 millions \$ actuellement.

Lorsque Yucca Mountain entrera en service, la logistique de transport, et en particulier les équipements de manutention, représenteront également des marchés importants, sans parler d'une éventuelle usine de traitement vers 2015-2020 destinée à réduire les volumes des déchets de haute activité.

Après son rachat de la société américaine NUHOMS, la filiale du groupe AREVA intitulée TRANSNUCLEAR Inc. propose des surconteneurs en métal de stockage à sec vertical et en surface de combustibles usés.

Un autre système d'entreposage de plus grande capacité est constitué d'un emballage intérieur en acier et d'un revêtement extérieur en béton. Ce dispositif, qui met en œuvre un refroidissement par air, présente l'avantage d'être peu onéreux.

V.- Le financement de l'aval du cycle aux Etats-Unis

1. Un financement par les exploitants nucléaires via le budget fédéral

Les exploitants nucléaires produisant de l'électricité acquittent depuis 1982 une taxe d'un dixième de cent par kWh produit, ce qui conduit à une contribution annuelle de 750 millions \$.

Les fonds correspondants sont versés au budget fédéral global. Ce dispositif n'appelle pas de critique si le Congrès alloue les subventions nécessitées par l'accomplissement du projet de stockage. Ceci n'ayant pas toujours été le cas, une proposition de réforme de la procédure budgétaire a été proposée, afin que les fonds soient

effectivement disponibles lorsqu'ils sont nécessaires à la réalisation du projet.

Sur un total de 20 milliards \$ versés, il restait encore 14 milliards \$ en 2004. Le total des dépenses engagées pour la sélection du site et le projet de Yucca Mountain s'élève en effet à environ 6 milliards \$.

Au total le DOE estime le coût du stockage des combustibles usés des centrales nucléaires américaines sur la totalité de leur durée de vie, soit 60 années pour la plupart d'entre elles, à 56 milliards \$.

Compte tenu des intérêts produits par le fonds, le DOE estime que le financement prévu est suffisant.

2. Les inconnues budgétaires du projet

Si le projet de Yucca Mountain fait, depuis l'origine, de nombreux recours juridiques, la décision du 9 juillet 2004 de la cour d'appel fédérale semble d'une particulière importance, en raison de sa teneur même mais aussi en raison du contexte dans lequel elle intervient.

Ce jugement qui porte sur une quinzaine de recours de l'Etat du Nevada, des collectivités locales, de la ville de Las Vegas et d'associations de protection de l'environnement, comporte certes des décisions positives pour le projet mais il comporte également une remise en cause de la réglementation fédérale de l'EPA, qui, non seulement, introduit un obstacle supplémentaire mais renforce d'une manière ou d'une autre les incertitudes budgétaires déjà importantes pour l'avenir²⁰⁵.

En faveur de la poursuite du projet, parmi les principaux arguments rejetés par la cour, figurent d'abord ceux remettant en cause la réglementation adoptée par la NRC pour définir les critères de licence du site, à l'exception de celles prenant appui sur le critère de 10 000 ans de l'EPA, ensuite la contestation de la résolution du Congrès adoptant le site de Yucca Mountain, et enfin la possibilité d'une revue judiciaire des actions du Président et du DOE préalables à la décision du Congrès.

Ainsi, un ensemble de procédures ont vu leur statut juridique confirmé, même si un appel devant la Cour suprême est encore possible.

²⁰⁵ Service nucléaire, ambassade de France, Washington, 12 juillet 2004.

Mais la remise en cause de la réglementation de l'EPA constitue, selon de nombreux observateurs, un sérieux revers, qui illustre la faiblesse relative du DOE face à ses opposants qui peuvent gagner un seul de leurs recours pour retarder ou enrayer le processus alors qu'il doit, pour sa part, l'emporter pour tous.

D'où des menaces objectives et réelles sur la bonne fin du projet et en tout cas sur le calendrier prévu, même si le DOE, qui s'attend à un grand nombre d'appels, est résolu à aller jusqu'à la Cour suprême.

Si la décision du 9 juillet 2004 revêt une gravité particulière, c'est qu'elle se produit dans un contexte où les crédits demandés pour le projet de Yucca Mountain par l'OMB (Office of Management and Budget) pour l'année fiscale 2005, sont réduits à 130 millions dollars, contre 880 millions dollars demandés par le DOE.

Si le contexte électoral est une des raisons à ces restrictions budgétaires probables, les difficultés à répétition du projet, qui seront renforcées par les recours probables contre les transports de déchets, pourraient toutefois lasser même ses plus zélés soutiens.

D.- La gestion des déchets radioactifs en Finlande

Le stockage géologique est la norme pour la gestion des déchets radioactifs en Finlande : stockage géologique en sub-surface pour les déchets de faible ou moyenne activité ; stockage géologique en profondeur pour les combustibles irradiés de ses 4 réacteurs nucléaires en service ainsi que pour ceux de son réacteur de type EPR qui entrera en fonctionnement en 2009.

I.- Le stockage des déchets radioactifs de faible ou moyenne activité

En Finlande, les exploitants nucléaires ont la responsabilité directe de la gestion des déchets radioactifs de faible ou moyenne activité. Pour assumer cette responsabilité, les deux centrales de Loviisa et d'Olkiluoto ont chacune été dotées d'un centre de stockage en sub-surface, situé dans leur périmètre.

Creusés à 60 mètres de profondeur dans le sous-sol cristallin, qui est âgé d'au moins 2 millions d'années, les silos d'Olkiluoto, dont le coût unitaire de construction est estimé à 12 millions €, reçoivent l'un les déchets de faible activité et l'autre, les déchets de moyenne activité générés par l'exploitation de la centrale²⁰⁶. Compte tenu des contraintes de la manutention, qui doit s'effectuer à distance, les déchets de moyenne activité sont livrés seulement deux fois par an.

Il est prévu à terme de doubler ces installations, de manière à creuser deux autres silos destinés aux déchets de faible ou moyenne activité issus du démantèlement.

²⁰⁶ Les déchets de faible activité, qui proviennent des activités de maintenance, sont des matériaux de types plastique, tissu, papier ou métal, qui sont compressés dans des fûts de 200 litres. Les déchets de moyenne activité sont des liquides, des boues ou des résines échangeuses d'ions, qui, une fois séchés, sont mélangés à du bitume et placés dans des fûts de 200 litres, dont la manutention se fait à distance.

II.- Le stockage géologique des combustibles usés

Le stockage géologique des combustibles usés est souvent présenté en Finlande, d'une part, comme l'application, à l'aval du cycle, du principe de confinement qui est mis en œuvre dans les centrales nucléaires, et, d'autre part, comme le retour au sous-sol du minerai d'uranium une fois son potentiel énergétique utilisé.

1.- La législation finlandaise

Le texte législatif fondateur de la politique finlandaise des déchets nucléaires et des combustibles usés, la loi sur l'énergie nucléaire « *Nuclear Energy Act* » qui date de 1983, a décidé d'une part de lancer un programme de recherche, de suivi des expériences étrangères et de planification pour la gestion des déchets radioactifs, et, d'autre part, a fixé à l'année 2000, ultérieurement repoussée à 2001, la date ultime d'une décision concrète sur la construction d'un site de stockage souterrain, au nom de l'intérêt supérieur de la société « *overall good of society* ». L'intérêt supérieur de la société finlandaise est, selon les propos du Député Immonen, que « *nous ne pouvons reporter la résolution du problème des déchets radioactifs sur les générations suivantes* » et qu'au contraire « *il nous appartient de trouver une solution* ».

Si les aspects techniques ne doivent pas être sous-estimés, le financement du stockage est de la plus haute importance. Estimant que l'intérêt supérieur de la société est aussi de lutter contre l'effet de serre, la Finlande compte, pour son approvisionnement futur en énergie, sur le nucléaire, qui lui permet de limiter ses émissions de gaz à effet de serre tout en assurant un approvisionnement à des prix compétitifs. Mais s'agissant des déchets radioactifs, tout doit être fait pour apporter une solution définitive telle qu'à l'horizon de 2200, les centrales nucléaires seront toutes démantelées et les centres de stockage entièrement scellés.

En 1987, la loi sur l'énergie nucléaire a spécifié que les titulaires d'une autorisation d'exploiter une installation nucléaire sont pleinement responsables de la gestion de leurs déchets radioactifs et que le ministère de l'industrie et du commerce (KTM – MTI Ministry of trade and industry) est habilité à définir les principes sur lesquels leurs obligations doivent être respectées.

Mettant fin au retour en Russie des combustibles usés de Loviisa, le Parlement a par ailleurs décidé en 1995 que tous les combustibles irradiés en Finlande devront être stockés sur le sol national, généralisant la solution adoptée pour les combustibles usés d'Olkiluoto. Les deux exploitants nucléaires créèrent alors la société commune Posiva Oy, détenue à 60 % par TVO et à 40 % par Fortum, afin de réaliser le centre de stockage des combustibles usés.

2.- Le processus de sélection du site de stockage géologique d'Olkiluoto

Avec en toile de fond l'année 2001 comme butoir pour une décision concrète, la législation a accordé un droit de veto aux municipalités concernées par l'implantation, refusé un droit de regard des communes environnantes et assigné aux exploitants nucléaires la charge de réaliser une étude d'impact sur l'environnement et de procéder à une large consultation du public, notamment par des auditions publiques prenant la forme non pas d'une discussion mais d'un relevé des opinions.

2.1. Le calendrier et les modalités de la sélection

Le processus de décision concernant le stockage des combustibles usés comporte en Finlande quatre étapes, impliquant quatre intervenants différents.

2.1.1. La sélection du site d'Olkiluoto

Première étape, le gestionnaire des déchets, Posiva, société constituée en 1995 par les exploitants nucléaires Fortum et TVO, qui a commencé son activité en 1996, a dû d'abord sélectionner un site favorable.

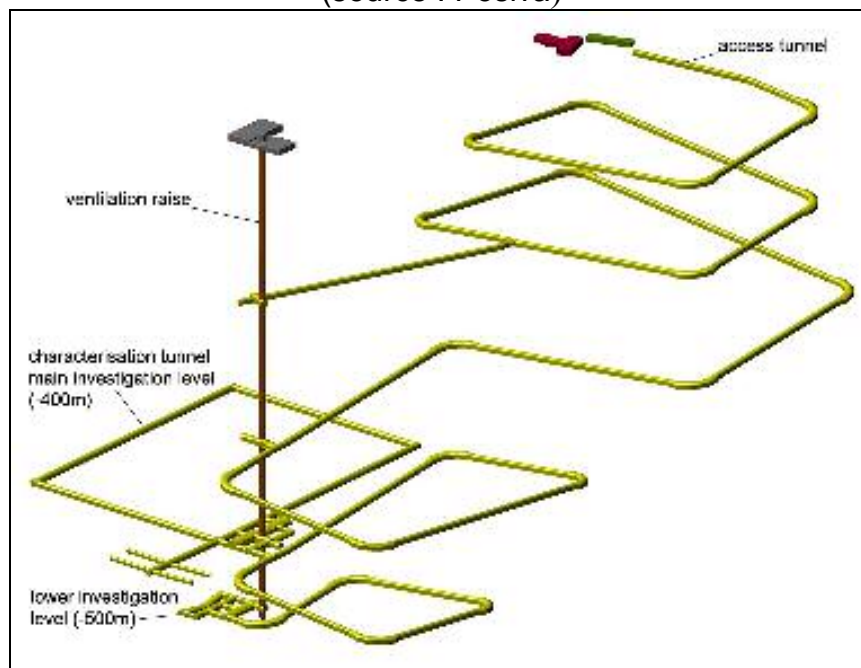
Entre 1983 et 1996, une centaine de sites ont été étudiés, puis 4 d'entre eux ont été sélectionnés. Deux municipalités ont refusé de donner suite, ce qui a concentré les études sur les deux sites restants, avec, finalement, le choix par Posiva en 1999 du site d'Olkiluoto, dans la commune d'Eurajoki, en raison d'une meilleure acceptation par la population. C'est à la même date que l'étude d'impact environnemental a été bouclée, conduisant à la présentation du dossier de décision de principe.

Le centre de stockage géologique sera situé dans la presqu'île d'Olkiluoto mais sa localisation précise sera déterminée après la caractérisation détaillée du sous-sol.

Pour ce faire des travaux sont programmés à Onkalo, distant de 2 kilomètres du silo en sub-surface d'Olkiluoto qui sert au stockage des déchets de faible et moyenne activité de la centrale. Les 5,5 kilomètres du tunnel d'accès, incliné de 10 %, seront creusés au rythme de 1 km par an.

Figure 19 : Schéma des travaux de caractérisation du sous-sol d'Olkiluoto, préalable à la construction du futur site géologique finlandais de stockage des combustibles usés

(source : Posiva)



Posiva ayant obtenu l'autorisation de débiter les travaux de caractérisation en 2003, les travaux ont commencé à la mi-2004. Bien que ces travaux aient pour objectif essentiel la caractérisation du sous-sol, les infrastructures créées à cette occasion pourront être réutilisées pour le stockage.

2.1.2. L'acceptation par la commune

Deuxième étape, la municipalité locale a ensuite été consultée. Une campagne d'information intensive sur le projet a été conduite par Posiva, dans la commune concernée et les communes riveraines, auprès de chaque foyer, de toutes les organisations et même des autorités suédoises. Cette campagne n'a laissé dans l'ombre aucune des questions scientifiques, environnementales ou économiques. À ce stade, la responsabilité du Gouvernement fut alors de vérifier que l'étude d'impact avait pris en compte toutes les dimensions du problème et que la consultation des populations avait été suffisante. L'autorité de sûreté a examiné en détail l'étude d'impact environnemental et a conclu que « *il n'y a aucun élément qui puisse faire douter de la possibilité d'atteindre le niveau requis de sûreté* ».

Les études d'opinion ont montré qu'en 1999, la population d'Eurajoki approuvait à 46 % le projet, 16 % des personnes interrogées n'ayant pas d'opinion.

La législation finlandaise ne prévoit pas de référendum local. C'est le conseil municipal d'Eurajoki (5 800 habitants), commune sur le territoire de laquelle est situé le site d'Olkiluoto, qui a, localement, pris la décision d'acceptation, après un vote de 20 voix pour et 7 voix contre. Le conseil municipal de la ville voisine de Rauma (37 000 habitants) a, pour sa part, donné un avis favorable au projet à l'unanimité.

Selon le Député Immonen²⁰⁷, la position favorable de la municipalité est due à l'excellente insertion du projet dans les préoccupations d'avenir de la région, tant au niveau d'Eurajoki que de Rauma. La question des déchets radioactifs n'ayant pas de dimension politique en Finlande, la population locale n'a pas contesté la décision de ses élus.

Les compensations financières résultant des taxes à collecter ont été jugées intéressante, de même que l'implication de Posiva dans les investissements collectifs. Ainsi, au seul plan immobilier, Posiva a pris à sa charge la rénovation d'un grand bâtiment ancien, intitulé Vuojoki Hall, et a fait valoir que l'arrivée de population lors de la construction entraînerait une hausse des prix de l'immobilier. Par ailleurs, la construction du site de stockage a bien été comprise comme conduisant à

²⁰⁷ Entretien avec M. Immonen, député, Eduskunta, Helsinki, 3 novembre 2003.

la création d'une centaine d'emplois dans une commune où le taux de chômage était fin 2003 de 13 %, supérieur à la moyenne nationale, et pouvant faciliter l'implantation à Olkiluoto du cinquième réacteur finlandais. Tous ces éléments ont été formalisés dans une étude de projet globale, selon la méthodologie SWOT « *Strengths, Weaknesses, Opportunities and Threats* » (points forts, faiblesses, opportunités et menaces). Un autre élément déterminant pour l'accord du conseil municipal et de la région a été l'expérience positive du centre de stockage en sub-surface de la centrale d'Olkiluoto.

2.1.3. La décision du Gouvernement

Troisième étape, la décision de principe « *Decision in Principle* » de construire un centre de stockage géologique dans les environs d'Olkiluoto fut adoptée par l'ensemble des ministres siégeant au Conseil des Ministres, sur la base des indications selon lesquelles la construction d'un centre de stockage géologique est conforme au bien global de la société « *in line with the overall good of society* » et qu' « *il n'y a pas de preuve que le projet ne soit pas sûr* ». Le centre de stockage d'Olkiluoto ne pourra recevoir que des combustibles usés issus des réacteurs existant au moment de la décision, soit 4 000 tonnes pour une durée de vie de 60 ans.

En conséquence, le centre de stockage d'Olkiluoto ne pourra pas recevoir les déchets radioactifs issus du démantèlement.

Formulée positivement en mars 2000, la décision n'est entrée en vigueur qu'en novembre 2000, une fois épuisées les voies de recours.

2.1.4. Le vote du Parlement

Quatrième étape, le Parlement finlandais²⁰⁸ a examiné la décision du Gouvernement, avec pour seules possibilités son adoption sans modification ou son rejet.

Deux commissions parlementaires ont été impliquées, la commission des affaires économiques et du commerce qui a porté son attention sur la justification économique du projet et ses conséquences financières et celle de l'environnement, qui s'est focalisée sur les questions de sûreté. A leurs réunions pouvaient assister tous les

²⁰⁸ Le Parlement finlandais, Eduskunta, est monocaméral.

parlementaires ainsi que leurs invités. Des discussions approfondies ont été conduites, avec l'audition d'experts nationaux ou britanniques et de représentants de Greenpeace. Des contributions écrites, notamment d'experts étrangers, ont été jointes au dossier.

Les débats en commission des affaires économiques et du commerce

Tirant les conséquences de ce que la loi finlandaise interdit l'importation et l'exportation de déchets radioactifs depuis 1996 et que le volume de déchets allait croître à l'avenir, la commission des affaires économiques et du commerce a estimé que la transmutation des déchets radioactifs n'était pas encore au point et serait trop onéreuse en cas de succès et que les prix mondiaux de l'uranium étaient trop bas pour justifier le recyclage. À l'inverse, un stockage géologique soutiendrait l'activité de la commune d'Eurajoki, confrontée, malgré la présence d'une centrale nucléaire, à une grave récession économique. Le financement à 100 % du projet a été l'une des questions majeures à vérifier.

Les principaux sujets de discussion ont été les suivants :

- le comportement de la bentonite, en présence d'eau à fort taux de salinité, qui pourrait voir sa capacité d'expansion et sa capacité de rétention des radioéléments se réduire²⁰⁹
- le financement du centre de stockage
- le rôle et les modalités de fonctionnement du fonds dédié
- l'intervention du Parlement lors de la suite du processus, et sa demande qu'un rapport lui soit communiqué sur les résultats de la recherche et du développement avant l'octroi de l'autorisation de construction

La commission économique s'est ultérieurement prononcée à l'unanimité en faveur du projet.

²⁰⁹ en réalité, à une profondeur de 500 mètres, la salinité ne pose pas de problème particulier.

Les débats en commission de l'environnement

La commission de l'environnement a réalisé, pour sa part, une étude approfondie de la sûreté du projet, du point de vue géologique et environnemental, et à l'horizon d'une centaine de milliers d'années.

Les principales questions évoquées par la commission de l'environnement ont été les suivantes :

- le calendrier pour la construction et l'exploitation
- les propriétés du milieu géologique et son adéquation au stockage
- la tenue dans le temps des conteneurs en cuivre ; leur fragilisation éventuelle en présence de soufre (formation de sulfure de cuivre) et de bactéries
- l'intégrité du centre de stockage lors d'un éventuel nouvel âge glaciaire
- l'état d'avancement du projet suédois équivalent
- les coûts de construction et d'exploitation
- la coopération avec la Suède, notamment sur la fabrication des conteneurs et la soudure des couvercles par faisceau d'électrons, qui permettra de réduire les coûts
- le rôle du Parlement dans la suite du projet et notamment son intervention éventuelle pour l'octroi de l'autorisation de construction.

L'intervention de l'Institut national de santé, qui s'est faite au travers de discussions approfondies, a été déterminante pour convaincre les parlementaires de la sûreté du stockage²¹⁰. L'adoption à l'unanimité du projet par la commission de l'environnement a sans doute joué un rôle décisif pour la suite.

Les débats en séance plénière

Pour nourrir les délibérations du Parlement, Posiva, le gestionnaire des déchets, a mis en avant les arguments suivants :

- **« la génération actuelle doit accepter sa responsabilité de gérer les déchets radioactifs »**

²¹⁰ M. Immonen, op.cit.

- « *l'objectif de stocker définitivement les combustibles usés est une meilleure solution que l'entreposage* »
- « *la réversibilité est une option indispensable* ».

Lors du débat en séance plénière, qui a duré 4 heures et demi et a vu s'exprimer 70 parlementaires, les principales demandes des élus ont porté sur la réversibilité du stockage, la nécessité d'un contrôle étroit du site de stockage et de son environnement une fois le site refermé, la disponibilité d'un financement suffisant et la définition de la responsabilité de sa prise en charge et la possibilité pour le Parlement de voter sur l'autorisation de construction elle-même contrairement aux dispositions constitutionnelles et au projet soumis.

Le 16 mai 2001, le Parlement finlandais a finalement adopté le projet de construction du site de stockage géologique à une majorité écrasante de 159 voix pour et 3 voix contre.

Cette décision, qui ne portait que sur les combustibles usés des quatre réacteurs en service, a été ensuite étendue à ceux du futur 5^{ème} réacteur.

La décision de principe n'est pas l'autorisation de construction qui ne pourra intervenir qu'en 2012. La recherche est en effet nécessaire jusqu'à cette date. En tout état de cause, avant de donner l'autorisation de construction du site de stockage, le Gouvernement devra transmettre un rapport de sûreté détaillé au Parlement. Mais, contrairement aux vœux des opposants, l'autorisation de construction et d'exploitation appartiendra entièrement au Gouvernement, qui n'aura pas ni à consulter ni à recueillir l'accord du Parlement.

L'entrée en service du centre de stockage est prévue pour 2020.

3. Les spécificités de la démarche finlandaise

La démarche finlandaise présente plusieurs originalités.

En premier lieu, il ne s'agit pas d'un choix de méthode pour la gestion de l'aval du cycle, celle-ci s'étant imposée pour des raisons de politique internationale, mais de choix concernant la mise en œuvre pratique d'une décision obligée.

La deuxième originalité est que ce projet n'émane en rien d'une autorité ou d'une entreprise publique mais de la société Posiva Oy, filiale commune des deux exploitants nucléaires. Dans cette configuration, le Gouvernement n'a pas été dans le rôle d'imposer quoi que ce soit et le ministère du commerce et de l'industrie MTI n'a pas été impliqué dans l'organisation même du processus de consultation.

Troisième originalité, une étroite coopération des élus locaux ou nationaux, des exploitants nucléaires et de l'autorité de sûreté a permis d'assurer une transparence complète du processus, au travers d'un échange constant quasi-quotidien d'information, à l'exception des données de sécurité sensibles vis-à-vis du terrorisme. Au final, selon le VTT, centre de recherche finlandais semi-public, qui apporte son expertise à STUK, l'autorité de sûreté, les principales raisons du succès du projet de stockage géologique sont la clarté du cadre légal, son approche dynamique du projet, le droit de veto accordé aux conseils municipaux des communes concernées, l'implication forte de la population locale dans l'étude d'impact environnemental, l'indépendance des revues de sûreté faites conduites par STUK et le rôle décisif du Parlement.

4. Les questions scientifiques et techniques

4.1. Les propriétés du granite

L'un des problèmes à résoudre pour le stockage géologique en milieu granitique est celui de la circulation d'eau souterraine dans les fractures. Pour le VTT²¹¹, centre de recherche finlandais semi-public, les galeries de stockage devront être construites de manière à éviter les fractures.

La caractérisation détaillée du site revêtira donc une grande importance, puisqu'elle seule permettra de dessiner le site avec précision, de manière à minimiser les flux d'eaux souterraines. Pour la conception du site, l'hypothèse de durée d'intégrité des conteneurs en cuivre, dont la tenue dans le temps peut être estimée à 1 million d'années, ne sera que de 10 000 années seulement.

²¹¹ Audition des responsables du VTT, Helsinki, 3 novembre 2003.

Pour l'analyse de sûreté, le VTT adoptera, dans tous les cas, des hypothèses conservatives, ou pessimistes et s'attachera à développer des outils permettant des analyses de sensibilité dans le cadre d'une approche déterministe.

4.2. Les conteneurs en cuivre

Comme la Suède, la Finlande a fait le choix de sur-conteneurs en cuivre pour le stockage de ses combustibles usés. Pour résoudre le problème technique de soudure du couvercle, la Finlande, qui bénéficie d'un accord de coopération technique avec la Suède, s'en remet aux essais effectués à Oskarshamn, qui visent à substituer au procédé par friction qui ne donne pas satisfaction, un procédé de soudure par faisceau d'électrons.

4.3. La réversibilité du stockage

Le Gouvernement a adopté en 1999 les principes de sa réglementation pour le futur centre de stockage géologique.

La réversibilité n'était pas prévue au départ. Le raisonnement était qu'une fois fermé, le centre de stockage pourrait tout aussi bien être accessible en réutilisant les techniques ayant présidé à sa construction. Au demeurant, on considérait impossible d'assurer le financement des dépenses liées à la réversibilité, et possible, au contraire, qu'un éventuel utilisateur du plutonium contenu dans les combustibles irradiés intéressé par son contenu énergétique prenne à sa charge les dépenses de creusement et d'extraction correspondantes²¹².

Mais à la demande du ministère de l'environnement, il a été décidé que la réversibilité du centre de stockage devrait être assurée pendant 1000 ans, tandis que sa sûreté devrait l'être pendant 100 000 ans. Sur le plan technique, la réversibilité ne sera pas difficile à assurer. Le granite étant stable, la principale question à résoudre est celle de l'enlèvement de la bentonite.

²¹² Audition de M. Manninen, directeur général, ministère du commerce et de l'industrie, Helsinki, 3 novembre 2004.

III.- Le financement de la gestion des déchets en Finlande

Le financement de la gestion des déchets et du démantèlement a été prévu en Finlande avant même la mise en service d'un premier réacteur pour deux raisons essentielles.

Première raison, la loi de 1957 sur l'énergie atomique « *Atomic Energy Act* », ayant disposé que la production d'énergie nucléaire ne devait pas nécessairement ressortir d'un monopole de l'Etat, le Gouvernement a reçu le pouvoir de lier l'obtention de l'autorisation d'exploitation d'une installation nucléaire au respect de conditions sur la gestion des déchets radioactifs et le démantèlement et au versement de contributions financières couvrant les coûts correspondants.

Deuxième raison, l'option du retraitement des combustibles usés n'a pas été retenue, pour ne pas obérer les relations avec l'Union soviétique et du fait de son coût pour des tonnages réduits de combustibles usés.

Les dispositions prises en 1957 ont été, par la suite, étés maintenues et détaillées par la loi sur l'énergie nucléaire de 1987 « *Nuclear Energy Act* » actuellement en vigueur.

Concernant des exploitants nucléaires privés, les solutions adoptées par la Finlande pour le financement de l'aval du cycle sont d'autant plus intéressantes qu'une transition a dû être aménagée entre un système de provisions internes et un fonds dédié.

1. Le fonds d'État pour la gestion des déchets nucléaires

Le fonds d'Etat pour la gestion des déchets nucléaires est, selon la loi entrée en vigueur en 1988, responsable de la gestion des fonds collectés pour la gestion de l'aval du cycle.

Ce fonds est dirigé par un Conseil de quatre membres nommés par le Gouvernement, auxquels s'ajoutent des représentants du ministère du commerce et de l'industrie, du ministère des finances et du Trésor public. Le fonds, qui a deux commissaires aux comptes, dont l'un est nommé par les exploitants nucléaires, est administré par un directeur exécutif, un comptable et une secrétaire à temps partiel.

Fin 2003, le fonds s'élevait à 1,2 milliard €. Le profit dégagé par le fonds en 2001, par ses placements ou ses prêts, s'est élevé à 47 millions €, pour des coûts de fonctionnement annuels de 50 000 €.

Chaque année, les exploitants nucléaires transmettent au ministère du commerce et de l'industrie, qui a la tutelle de l'énergie nucléaire en Finlande, leur estimation des dépenses restant à faire pour gérer l'ensemble des opérations de l'aval du cycle – déchets radioactifs et démantèlement compris -. Ce montant est donc évalué, déduction faite des dépenses déjà réalisées.

Les coûts sont calculés aux prix courants, sur la base des dispositions en cours et des technologies du moment, en prenant comme hypothèse que l'ensemble des dépenses seront faites dans l'année et en conséquence, en n'appliquant ni taux d'intérêt ni taux d'actualisation.

Le ministère du commerce et de l'industrie vérifie les calculs présentés par l'industrie, en prenant appui sur l'autorité de sûreté, le STUK, et éventuellement sur le centre de recherche VTT.

Dans le cas où l'estimation de l'année ferait apparaître un trop versé, le fonds dédié reverserait ce montant aux exploitants nucléaires. Assurance supplémentaire d'un financement suffisant des dépenses de l'aval du cycle et du démantèlement, les exploitants nucléaires sont obligés de donner des garanties gagées sur leurs actifs.

En tout état, le fonds dédié ne finance ni les dépenses d'investissement ni les dépenses d'exploitation de la gestion des déchets de l'année suivante. Le fonds ne finance pas non plus la recherche sur ces questions. Toutes ces dépenses sont au contraire à la charge du gestionnaire des déchets Posiva Oy, du ministère du commerce et de l'industrie MTI et de l'autorité de sûreté STUK.

2. Un fonds dédié garantissant l'avenir sans déséquilibrer le présent

La création du fonds d'État pour la gestion des déchets nucléaires, qui date de l'entrée en vigueur en 1988 de la loi sur l'énergie nucléaire « *Nuclear Energy Act* » de 1987, résulte d'un compromis entre les partisans de la pérennité du système antérieur de provisions et ceux d'un fonds totalement externe.

En tout état de cause, le fonds n'a pu être constitué en une seule année, puisque sa création est postérieure à l'entrée en service des réacteurs de Loviisa-1 et 2 (1977 et 1980) et Olkiluoto-1 et 2 (1979 et 1982).

En conséquence, il a été décidé que pendant les 25 premières années d'une installation nucléaire, les versements requis représenteraient une fraction croissante des coûts calculés de l'aval du cycle. En échange de cette progressivité, les exploitants nucléaires devaient donner au ministère du commerce et de l'industrie des garanties couvrant la différence entre les versements effectués et les coûts totaux. Fin 2003, le système de décote a disparu. Le système de garanties supplémentaires a toutefois été conservé, à hauteur de 10 % du total des dépenses, qui peuvent prendre la forme d'assurances, des garanties bancaires, de garanties hypothécaires sur l'immobilier ou d'autres garanties directes.

Autre manière de ne pas obérer leur situation financière, les exploitants nucléaires peuvent emprunter jusqu'à 75 % des montants qu'ils ont versés au fonds dédié, sur la base d'un taux d'intérêt légèrement supérieur à celui du taux interbancaire Euribor + 0,15 %.

L'État, pour sa part peut emprunter jusqu'à 25 % du montant total du fonds mais ne le fait généralement pas, dans la mesure où des financements plus favorables lui sont accessibles.

Enfin, s'agissant du démantèlement des réacteurs nucléaires, la Finlande privilégie des solutions à moindre coût. Ainsi, fin 2003, le coût de démantèlement des deux réacteurs de Loviisa et des deux réacteurs d'Olkiluoto était estimé à 350 millions €, sensiblement inférieur à celui des autres pays. Ceci provient du choix fait de stocker sur place les déchets issus du démantèlement, ce qui est rendu possible en particulier par l'existence, sur le site de chacune des deux centrales, de stockages en sub-surface des déchets de faible et moyenne activité.

E.- La gestion des déchets radioactifs en Suède

Pour la gestion de ses déchets radioactifs et des combustibles usés de ses 11 réacteurs nucléaires²¹³, la Suède a fait le choix du stockage géologique en sub-surface ou en profondeur.

En Suède, le nucléaire civil est régi par quatre dispositions législatives principales, la loi de 1984 sur les activités nucléaires, la loi de 1988 sur la radioprotection, la loi de 1992 sur le financement des dépenses futures pour les combustibles nucléaires usés, ainsi que par le code de l'environnement (1988).

Selon la loi de 1984, le titulaire d'une autorisation d'exploiter un réacteur nucléaire est responsable de la manutention, du transport, de l'entreposage et du stockage final des combustibles irradiés ainsi que des déchets radioactifs produits lors du fonctionnement du réacteur. Il a, en outre, selon la loi de 1988, la responsabilité de prévenir ou de réparer tout dommage sur la santé et l'environnement provenant des radiations ionisantes.

Le code de l'environnement a également une grande importance, tout particulièrement pour le choix d'un site et la construction d'une nouvelle installation nucléaire, qui doit recevoir une double autorisation, d'une part en vertu de la loi sur les activités nucléaires et, d'autre part, selon les prescriptions du Code de l'environnement. Le code de l'environnement régit notamment les modalités d'évaluation de l'impact de la nouvelle installation sur l'environnement qui doit accompagner toute demande d'autorisation.

L'organisation administrative suédoise dans le domaine du nucléaire confie la responsabilité de l'application de la loi et du contrôle de la sûreté nucléaire au SKI (Swedish Nuclear Power Inspectorate) et de la radioprotection au SSI (Swedish Radiation Protection Authority).

²¹³ Le réacteur de Barsebäck 1 a été arrêté en 1999. L'arrêt du réacteur de Barsebäck 2 était encore en discussion début 2005

En outre, un conseil national pour les déchets nucléaires (KASAM) a été créé en 1985 et placé depuis 1992 au sein du ministère de l'environnement, afin de conseiller le gouvernement sur les questions de gestion des déchets radioactifs.

I.- Les options de base de la gestion des déchets radioactifs

Résultant de plusieurs choix décisifs, l'organisation suédoise de la gestion des déchets radioactifs et des combustibles irradiés correspond à un schéma clair.

Trois décisions structurantes ont en effet été prises par la Suède : le non-retraitement comme option de base, le transport par mer et le stockage souterrain de tous les déchets radioactifs et des combustibles irradiés.

1. Le non-retraitement, une option de base après un choix initial inverse

Le non-retraitement est une option qui s'est imposée à la fin des années 1970, en réponse aux réticences qu'a soulevé, dès ses débuts, le nucléaire civil en Suède.

En 1969, l'exploitant nucléaire OKG, qui possède la centrale d'Oskarshamn, s'est engagé dans un contrat de retraitement avec l'entreprise britannique UKAEA (United Kingdom Atomic Energy Agency)²¹⁴. Au total, 140 tonnes de combustibles usés ont été retraitées en 1997, dont les produits résultants - 136 tonnes d'uranium et 833 kg de plutonium - seront convertis en MOX. De son côté, SKB avait, entre 1978 et 1982, contracté avec COGEMA pour le retraitement de 672 tonnes de combustibles provenant des centrales de Barsebäck, Ringhals et Forsmark, dont seulement 55 tonnes ont été livrées à La Hague, et ont, en définitive, été échangées contre 24 tonnes de MOX irradiés provenant d'Allemagne, finalement entreposés au CLAB.

²¹⁴ UKAEA a été, depuis lors, absorbée par BNFL (British Nuclear Fuel Limited).

D'après le ministère de l'environnement suédois²¹⁵, la mise au point puis l'annulation des contrats de retraitement se sont faites dans des conditions telles que la Suède n'a pas à trouver de solution particulière pour les déchets C vitrifiés provenant du retraitement.

En tout état de cause, le retraitement n'a concerné en Suède qu'une part réduite des combustibles usés et ceci sur une période qui a pris fin en 1982. À aucun moment, la construction d'une usine de retraitement n'a été envisagée. Dès la fin des années 1970, le stockage direct des combustibles irradiés a été considéré comme une politique préférable pour la gestion des déchets radioactifs.

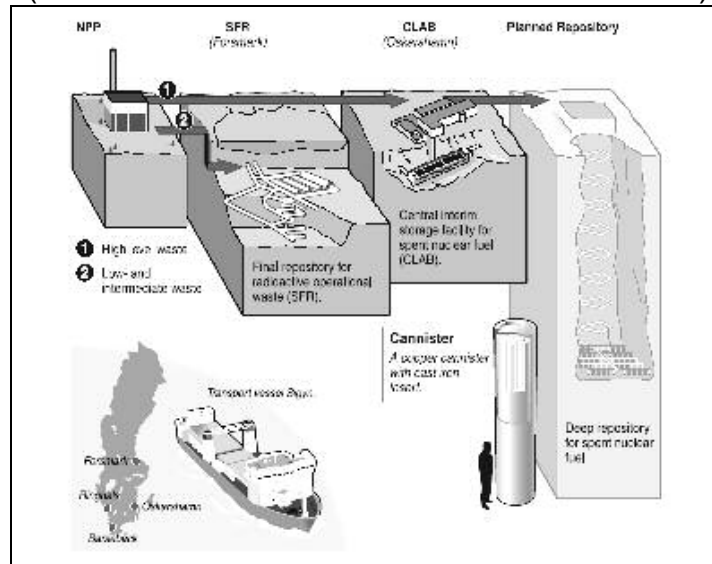
En ne faisant subir aux combustibles irradiés aucune autre opération qu'une mise en conteneur, le non-retraitement est jugé comme apportant plusieurs avantages. Le plutonium reste prisonnier de la matrice de combustible, ce qui est considéré comme un obstacle à la prolifération. Les opérations de conteneurisation sont jugées plus simples que celles du retraitement, ce qui permet de limiter les investissements dans l'aval du cycle.

L'option du non-retraitement pourrait toutefois se révéler à l'avenir plus coûteuse que prévu, dans la mesure où il ne permet pas, par hypothèse, de différencier les produits contenus dans les combustibles usés en fonction de leur dangerosité et d'adapter les contraintes de stockage à celles-ci.

À ce titre, dans l'état actuel des techniques et des concepts retenus, SKB prévoit de devoir faire creuser 40 km de galeries souterraines à quelque 500 mètres de profondeur pour assurer le stockage géologique des 4500 conteneurs de combustibles issus du parc suédois sur la totalité de sa durée de vie.

²¹⁵ Sweden's first national report under the Joint Convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management, Ds 2003 :20, Ministère de l'environnement, Stockholm, Suède.

Figure 20 : Schéma d'ensemble du système suédois de gestion des déchets radioactifs
(source : ministère de l'environnement – Suède)



C'est pourquoi, sans que l'option de base du non-retraitement soit remise en cause, une attention soutenue est accordée par l'autorité de sûreté suédoise, le SKI, aux travaux conduits dans différents pays sur la séparation poussée et la transmutation. Plusieurs équipes universitaires, en particulier au KTH, l'institut royal de technologie, sont d'ailleurs impliquées dans des coopérations internationales sur le nouveau concept de réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur (ADS).

2. Le transport par mer, une règle générale

Le transport par mer de tous les déchets radioactifs et des combustibles usés à l'aide d'un navire spécialisé, représente une deuxième option structurante du programme suédois.

Au plan technique et économique, le transport par mer, sur un seul et même bâtiment, a obligé à une standardisation des conteneurs, et se traduit par des économies de coûts de transport et de logistique par rapport à toute autre solution. Par ailleurs, le transport par mer sur un navire spécialisé assure une visibilité maximale qui contribue à la transparence du nucléaire et présente plusieurs avantages techniques et économiques.

À cet égard, selon les responsables de SKB, le haut niveau technique du navire m/s Sigyn, la qualité de son exploitation et la régularité de ses trajets entre les centrales et les sites de stockage ou d'entreposage, contribuent activement à la confiance envers le système de gestion des déchets nucléaires.

3. Le stockage souterrain irréversible pour l'ensemble des déchets, une option fondamentale du programme suédois

Le choix de l'entreposage et du stockage souterrain tant pour les déchets radioactifs que pour les combustibles usés représente la troisième orientation structurante du programme suédois de gestion de l'aval du cycle.

Tableau 9 : Estimation des volumes de déchets radioactifs pour la totalité du cycle de vie des centrales suédoises
(source : SKI)

type de déchets radioactifs	volume estimé
Combustibles usés	20 000 m ³
Déchets de faible ou moyenne activité à vie courte (exploitation)	60 000 m ³
Déchets de faible ou moyenne activité à vie longue	20 000 m ³
Déchets de démantèlement	150 000 m ³

Dès le début des années 1980, des installations aujourd'hui opérationnelles, ont été construites pour le stockage des déchets de faible ou moyenne activité et pour l'entreposage des combustibles irradiés.

Des solutions d'importance majeure restent toutefois à mettre en place, en particulier pour le stockage géologique des combustibles usés.

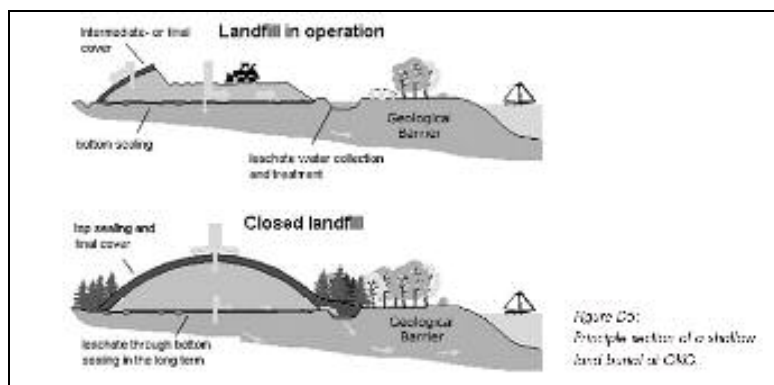
La réversibilité du stockage ne figure pas dans les obligations imposées par la réglementation suédoise. L'autorité de sûreté, le SKI, estime à cet égard que si elle était proposée, la démonstration devrait être faite que la réversibilité ne nuit pas à la sûreté à long terme du stockage géologique.

II.- Le stockage des déchets radioactifs de faible ou moyenne activité

1.- Les installations d'entreposage ou de stockage opérationnelles

Les centrales nucléaires de Ringhals, Forsmark et Oskarshamn, soit trois centrales sur quatre, disposent, chacune sur leur site, d'installations d'enfouissement en surface de leurs déchets de très faible activité (< 300 kBq/kg) et de très courte durée de vie, l'activité maximale recélée par chaque installation étant de 100 GBq (voir schéma suivant).

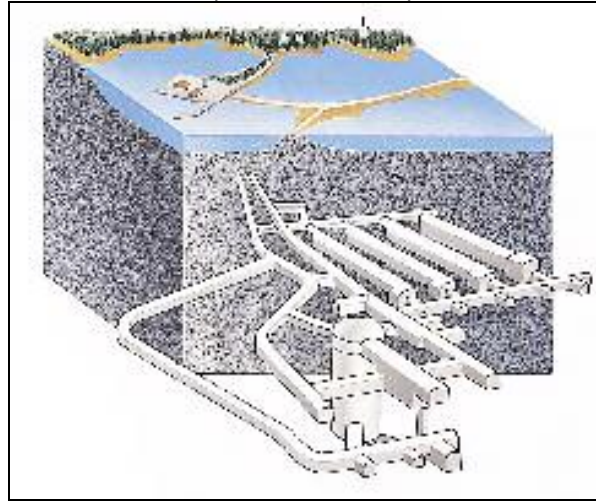
Figure 21 : Installation d'enfouissement de déchets de très faible activité à Oskarshamn
(source : ministère de l'environnement -Suède)



S'agissant du stockage souterrain proprement dit, la Suède dispose, d'ores et déjà, de deux réalisations opérationnelles, l'une pour les déchets de faible et moyenne activité, et l'autre pour les combustibles usés.

Construit à partir de 1983 à proximité de la centrale nucléaire de Forsmark, le centre de stockage souterrain SFR-1 pour les déchets de faible ou moyenne activité, est entré en exploitation en 1988.

Figure 22 : schéma du centre SFR
(source : SKB)



Situé à 1 km de la côte et à 60 mètres sous le fond de la mer, le SFR-1 comprend deux types principaux d'espaces de stockage – des galeries horizontales pour les déchets de faible activité et un silo vertical pour les déchets de moyenne activité –. Le SFR-1 a une capacité de stockage de 63 000 m³, dont 27 500 sont déjà utilisées. Les installations actuelles pourront être étendues, le centre de stockage global intitulé SFR étant conçu pour accueillir un total de 90 000 m³ de déchets.

2.- Les installations restant à construire

Bien que la Suède soit l'un des pays les plus avancés du monde dans le domaine d'installations opérationnelles pour l'aval du cycle, quatre opérations majeures restent à réussir pour résoudre la totalité des problèmes posés.

Un premier centre de stockage supplémentaire pour les *déchets à vie longue de faible ou moyenne activité* devrait être mis en service aux alentours de 2035. Provenant principalement de la recherche, de l'industrie et du médical, ces déchets, qui comprennent aussi des composants du cœur et du circuit primaire des réacteurs nucléaires, sont, pour le moment, stockés sur les sites des centrales, sur celui du centre de recherche Studvisk ainsi qu'au CLAB.

Un autre centre de stockage pour les *déchets de faible ou moyenne activité issus du démantèlement des centrales nucléaires* devra également être construit. L'option retenue est de construire le

centre SFR-2, sous la forme d'une extension du centre SFR-1. La demande d'autorisation de construction devrait être soumise à l'autorité de sûreté en 2005, pour une mise en service en 2015.

Une usine d'*encapsulation des combustibles usés* doit aussi être construite, compte tenu du choix du non-retraitement. La localisation est envisagée soit à proximité du CLAB, soit près du futur centre de stockage souterrain des combustibles irradiés. Après la présentation d'une demande de construction en 2005n, la construction devrait commencer en 2007 pour une entrée en service en 2014.

Le *centre de stockage souterrain des combustibles usés* est enfin, sans aucun doute, le plus important des projets à mener à bien dans les prochaines années. La demande d'autorisation de construction devrait être déposée au début 2007, pour un début de la construction en 2009. Celle-ci devrait s'étaler jusqu'à la mi 2013 et l'exploitation régulière commencer en 2023.

La localisation de ce centre de stockage, qui s'est faite par approximation successive, n'est toutefois pas encore arrêtée.

III.- La position de la Suède sur la séparation-transmutation

Le SKB suit avec attention les travaux conduits dans le monde sur la séparation et la transmutation. Par ailleurs, au plan universitaire, le KTH, l'École polytechnique royale de Stockholm qui constitue l'université scientifique la plus importante du pays, travaille par ailleurs, avec une équipe conduite par le Professeur Waclaw Gudowski, sur les avantages de ces techniques pour la minimisation du stockage des déchets.

1. Les doutes sur une faisabilité rapide de la transmutation

Le SKB estime que les technologies de la transmutation ne seront pas opérationnelles dans les cinquante prochaines années²¹⁶. Un suivi des recherches internationales conduites sur ces questions est toutefois effectué.

²¹⁶ Christer Svemar, responsable du Centre d'Äspö, SKB, Oskarshamn, 5 novembre 2003.

Au demeurant, suite au choix exclusif du stockage direct des combustibles usés par la Suède, la Commission de l'environnement qui suit la question des déchets radioactifs au Parlement, le Riksdag, est complètement fermé à toute autre approche.

2. Les projets de recherche du KTH sur la transmutation

Si la stratégie de gestion des déchets et des combustibles usés est clairement tracée en Suède sur la base du stockage en profondeur des combustibles non retraités, il n'en demeure pas moins qu'un projet de recherche est actuellement élaboré au KTH, principale université scientifique du pays, sous la responsabilité du Pr. Waclaw Gudowski, en vue de diminuer la durée de vie des déchets radioactifs²¹⁷.

2.1. L'intérêt économique de la séparation-transmutation

Le projet du Pr. Gudowski est de proposer une voie complémentaire à la voie principale officiellement retenue du stockage direct en profondeur des combustibles usés. Cette approche complémentaire se justifie d'autant plus que les collectivités locales de Forsmark et d'Oskarshamn n'acceptent pas que le futur dépôt souterrain de ces combustibles usés soit irréversible.

Le projet actuel est en effet de placer les combustibles usés dans des conteneurs d'acier, eux-mêmes insérés dans des conteneurs de cuivre, un nouveau procédé de scellement du couvercle par friction du conteneur extérieur étant actuellement étudié pour remplacer la technique initialement prévue du faisceau d'électrons qui ne donne pas satisfaction.

Ces conteneurs seraient empilés dans des puits creusés dans les galeries souterraines à -500 mètres. La galerie une fois remplie serait obturée avec de la bentonite, une argile qui présente la propriété de prendre 12 fois son volume initial.

Mais un tel stockage irréversible des combustibles irradiés, d'une part, n'est pas accepté facilement par les populations, et, d'autre part, présente un coût global tel - 4 milliards € pour une durée d'exploitation

²¹⁷ Communication du 12 février 2003.

des réacteurs de 40 ans – qu'il devrait être possible de trouver des solutions moins onéreuses pour la collectivité.

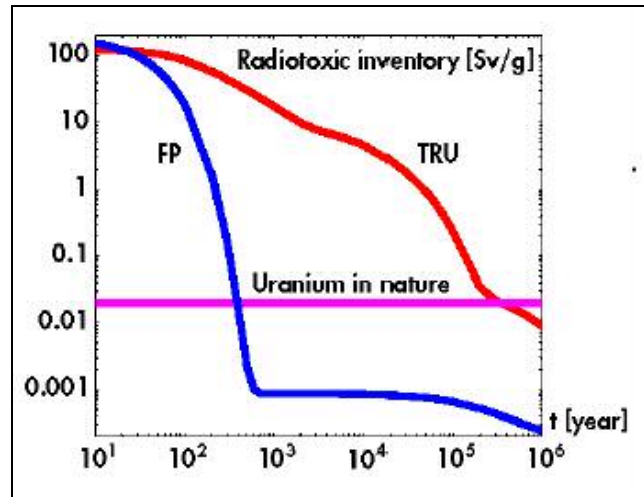
Figure 23 : Estimation des coûts du programme de stockage géologique des combustibles usés en Suède
(source : KTH – Pr Gudowski)

	durée d'exploitation des réacteurs	
	25 ans	40 ans
millions €		
Entreposage combustibles usés au CLAB	541	669
Conditionnement combustibles usés	724	1 017
Stockage souterrain - exploitation en surface	677	788
Stockage souterrain - exploitation en profondeur	790	1 122
Stockage souterrain déchets MAVL	79	98
Stockage en sub-surface déchets FMA	94	97
Total coûts de l'aval du cycle	2 906	3 792

Dès lors, que peut-on proposer pour diminuer la radiotoxicité à long terme des combustibles usés ?

Si l'on prend comme référence la radiotoxicité du minerai d'uranium, l'on constate qu'après 300 ans environ, la radiotoxicité des produits de fission devient inférieure à celle du minerai, grâce à la décroissance du strontium 90 et du césium 137. Du fait de la présence de transuraniens, plus de 300 000 ans de stockage sont nécessaires pour que la radiotoxicité des combustibles usés redevienne inférieure à celle du minerai naturel.

Figure 24 : Inventaire de la radiotoxicité (en Sievert/g) des combustibles usés – FP : produits de fission ; TRU : transuraniens (source : KTH – Pr Gudowski)



S'agissant des transuraniens, le neptunium ne pose pas de problème particulier, dans la mesure où sa radiotoxicité demeure inférieure à celle du minerai. En revanche, la radiotoxicité du curium y est supérieure pendant 5000 ans, celle de l'américium pendant 50 000 ans et celle du plutonium pendant 2 millions d'années.

Figure 25 : Inventaire de la radiotoxicité des éléments présents dans les combustibles usés²¹⁸
(source : KTH – Pr Gudowski)

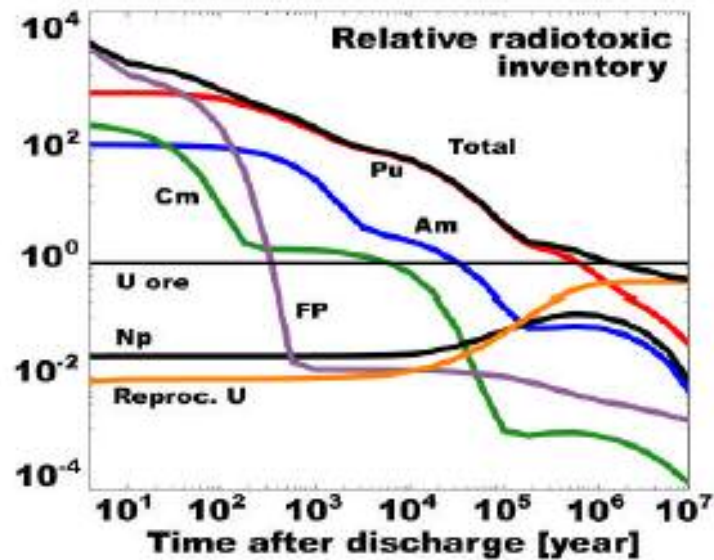
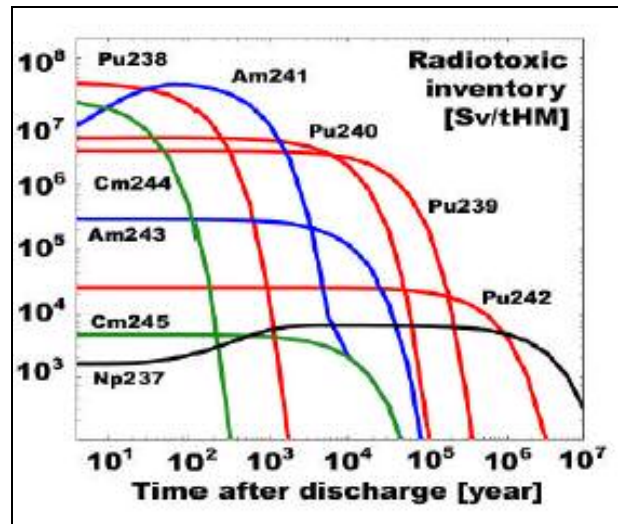


Figure 26 : Évolution au cours du temps de la radiotoxicité des transuraniens présents dans le combustible usé
(source : KTH – Pr Gudowski)



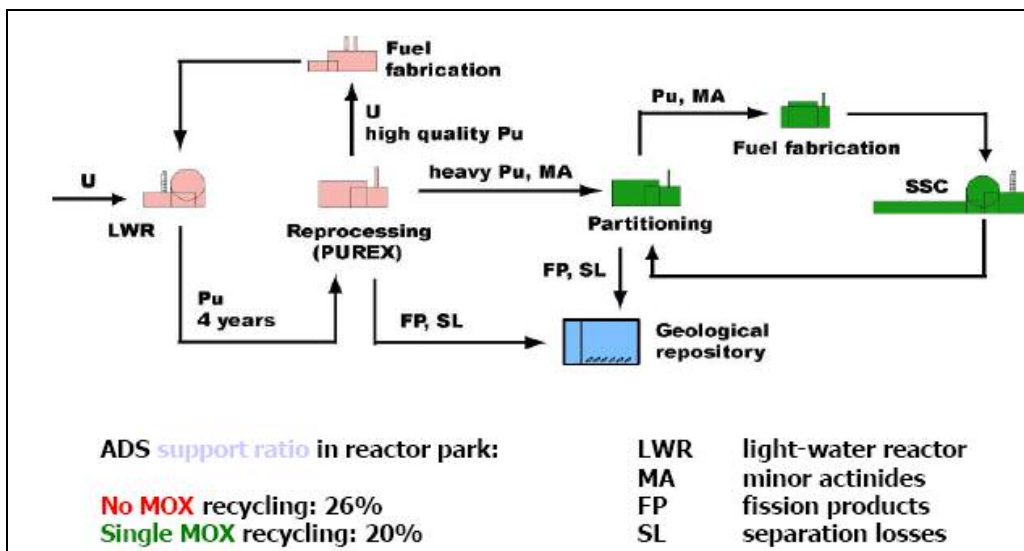
Les trois éléments radioactifs présents dans les combustibles usés dont il faut se débarrasser en en fissionnant le noyau, sont le plutonium,

²¹⁸ Radiotoxicité relative des différents radioéléments, en fonction du temps après déchargement.

l'américium et le curium. Le cas du plutonium peut être en partie réglé par l'utilisation de combustibles MOX. L'autre voie pour consommer le plutonium est celle des réacteurs à neutrons rapides mais ceux-ci sont à la fois chers et délicats à exploiter. Mais en tout état de cause, ni l'une ni l'autre de ces solutions ne règlent le cas de l'américium et du curium.

En réalité, selon KTH, pour régler simultanément le problème du plutonium, de l'américium et du curium, il faut recourir à la technologie des ADS (Accelerator Driven System), ou réacteur sous-critiques pilotés par accélérateur. Ces réacteurs qui sont sûrs dans la mesure où ils fonctionnent en dessous du seuil critique, devraient permettre de transmuter les transuraniens. L'aval du cycle du combustible comprendrait, dans cette hypothèse, le recyclage du plutonium par du MOX, le stockage définitif après séparation des produits de fission, et l'incinération des actinides mineurs et du plutonium issu du retraitement du MOX par un système ADS.

Figure 27 : L'aval du cycle du combustible, selon le KTH
(source : Pr Gudowski)



Selon les calculs effectués par le Pr. Gudowski, pour transmuter les transuraniens contenus dans les combustibles usés, il serait nécessaire de disposer d'un ADS pour 4 à 5 réacteurs à eau légère. Le coût de l'électricité en serait renchéri de 50 %, comparé à l'option actuelle du stockage direct. Mais cette augmentation du coût doit être mise en

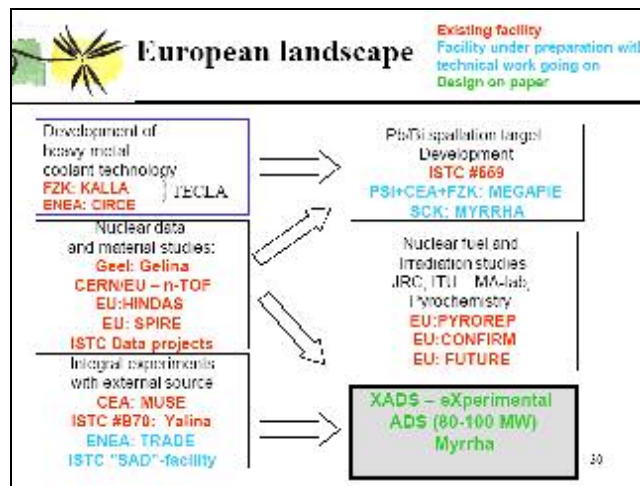
balance avec l'augmentation du début 2003 due à l'insuffisance de volume de l'hydroélectricité.

Selon le Pr. Gudowski, l'électricité nucléaire complétée par la transmutation des combustibles usés avec les systèmes ADS est compétitive par rapport à n'importe quelle autre filière, y compris le cycle combiné à gaz²¹⁹.

2.2. La R&D suédoise sur la séparation-transmutation

La Suède a commencé ses recherches sur la transmutation en 1999. Son principal atout est d'avoir obtenu de la Russie le transfert de la technologie plomb-bismuth utilisée dans les sous-marins russes. Le principal problème à résoudre est celui de la corrosion, qu pourrait être atténuée en utilisant l'oxyde de plomb comme protection dynamique. Le développement de cette technologie se fait dans le cadre d'un projet commun entre la Suède et la Russie.

Figure 28 : La recherche sur les systèmes ADS (source : Pr Gudowski)



Le KTH²²⁰ conduit d'ores et déjà des recherches sur différentes technologies indispensables au fonctionnement d'un ADS utilisant l'eutectique plomb-bismuth. La boucle TECLA permet d'étudier les propriétés thermiques et hydrauliques du mélange métallique liquide

²¹⁹ A condition d'inclure les coûts externes du kWh produit avec du gaz.

²²⁰ Division de la sûreté de l'énergie nucléaire, département de la technologie.

plomb-bismuth, à la fois en régime permanent et lors de transitoires. Une évaluation des causes d'accident et des conditions de sûreté est en cours, de même que la mise au point d'échangeurs de chaleur. Ces travaux sont réalisés en coordination avec des équipes travaillant également sur ces questions à Karlsruhe et en Italie.

Le KTH conduit également des études préliminaires de conception sur un réacteur piloté par un accélérateur (PDS-XADS – Preliminary Design Study of an Experimental Accelerator Driven System). Les objectifs sont les suivants : choisir le concept technique le plus prometteur, évaluer les problèmes critiques du système global, concevoir les programmes de R&D permettant de les résoudre, identifier les points clés en matière de sûreté et d'autorisation, développer une méthodologie complète et valide d'analyse de sûreté et, enfin, faire la démonstration des performances de l'ADS ainsi défini pour la transmutation des déchets.

Selon le Pr. Gudowski, la technologie plomb-bismuth pour l'ADS est beaucoup plus prometteuse que le refroidissement au gaz. En tout état de cause, bien que son importance soit soulignée par ses partisans, l'inspectabilité visuelle garantie par le gaz paraît être un argument mineur.

Considérant que l'avenir du traitement des déchets passe par la transmutation réalisée avec des ADS, le Pr. Gudowski souhaite que la France soutienne le CNRS en tant que promoteur de cette solution.

Quoi qu'il en soit, les recherches universitaires conduites en Suède représentent un montant annuel de 1,8 million €, l'industrie assurant la moitié du financement.

Selon le Pr. Gudowski, la Suède, qui a adopté comme solution centrale le stockage direct des combustibles usés, a le devoir d'élargir la palette des solutions pour les déchets radioactifs. Les recherches sur la séparation-transmutation pourraient être financées par les seuls intérêts du fonds de démantèlement géré par le SKB.

IV.- Le stockage des combustibles usés en Suède

C'est au début des années 1980 que la Suède a adopté des lois organisant d'une manière constructive la gestion de l'aval du cycle du combustible nucléaire.

Par la loi, l'industrie est investie de la responsabilité d'effectuer la recherche et le développement nécessaires au traitement des déchets et de construire les équipements nécessaires à leur stockage. De fait, le SKB, l'organisme créé par les exploitants nucléaires pour prendre en charge la gestion des déchets, présente tous les trois ans un rapport sur l'avancement des recherches et des réalisations.

La responsabilité de conférer les autorisations d'exploiter des installations d'entreposage ou de stockage est attribuée à l'autorité de sûreté et au Gouvernement.

L'adoption par la loi de ces dispositions a signifié pour le Parlement suédois, la fin de son implication dans le dossier.

Le débat du début des années 1980 a clairement fait ressortir les deux options envisageables : d'une part ne rien faire, c'est-à-dire choisir des solutions d'entreposage limitées dans le temps, et, d'autre part, mettre en place des solutions pérennes.

Apparu il y a plus de vingt ans, un consensus national existe toujours en Suède sur le fait que l'inaction serait inacceptable et que la génération qui a bénéficié de l'énergie nucléaire doit en gérer la suite.

En pratique, après plusieurs évaluations par l'autorité de sûreté SKI et d'autres experts, dont le Conseil national pour les déchets nucléaires, le KASAM, le Gouvernement a accepté que le principal axe de R&D pour le stockage des combustibles usés soit la stratégie KBS-3 proposée par SKB. Cette méthode consiste en le stockage final des combustibles usés dans des conteneurs en cuivre et acier, entourés par une couche protectrice de bentonite, au sein d'alvéoles creusées à 500 mètres de profondeur dans le bouclier cristallin suédois.

1. Le stockage géologique des combustibles usés comme stratégie fondamentale pour la gestion des déchets

1.1. La stratégie KBS-3

1.1.1. Le choix du stockage géologique

La loi a non seulement affirmé la responsabilité des exploitants pour la sûreté des transferts de combustibles, l'exploitation et la mise à l'arrêt des réacteurs ainsi que pour leur démantèlement, mais aussi leur a assigné l'obligation de prendre en charge l'ensemble des déchets et d'établir un programme détaillé pour leur gestion.

C'est ainsi que dès 1986, les exploitants ont soumis à l'autorité de sûreté un premier projet par l'intermédiaire de SKB, qu'ils avaient créée au début des années 1970. Cette société a non seulement la responsabilité de gérer les installations d'entreposage du CLAB et de SFR1, ainsi que le transport par mer des combustibles usés et des déchets mais aussi de conduire des recherches sur le stockage géologique à Aspö, sur le conditionnement des combustibles usés et de rechercher des sites adéquats pour la future usine de conditionnement et le site de stockage géologique.

La dernière édition de la réglementation générale de sûreté de SKI est entrée en vigueur en 1999. Les dernières règles de sûreté pour le stockage des déchets sont entrées en vigueur en 2002.

Le stockage souterrain en profondeur et non pas en sub-surface est jugé comme étant la meilleure solution par le SKI, une épaisseur de plusieurs centaines de mètres de roche offrant une meilleure sûreté que quelques dizaines de mètres. Sur la base de la réglementation générale de sûreté, qui date de 1999, SKI a édicté des règles de sûreté spécifiques pour le stockage des déchets, qui fournissent, non pas des indications précises, mais des idées directrices sur l'architecture du site, sa construction, le conditionnement des combustibles et la sûreté générale, le principe fondamental de sûreté étant la multiplicité des barrières de confinement.

Parallèlement à l'édition de règles de sûreté, le SKI procède à un examen régulier des résultats de R&D obtenus par le SKB.

Le SKI estime que le concept KBS-3 est pertinent et même le seul projet réaliste pour se conformer à la loi, même si SKB doit effectuer une veille technologique sur les méthodes alternatives comme l'insertion des combustibles usés dans des forages profonds.

Le SKI réserve toutefois son appréciation finale sur la sûreté du concept KBS-3 à l'examen d'un dossier technique complet, qui devra comporter des résultats détaillés sur des questions clés comme les barrières ouvragées, les conteneurs, le comportement de la bentonite et l'analyse de sûreté globale.

Un examen détaillé des résultats de la R&D conduite par SKB est programmé en 2004, complété par une revue internationale par des pairs « *International Peer Review* » sur l'évaluation de sûreté.

1.1.2. Les grandes lignes du procédé technique

Le principe du stockage du combustible usé est schématisé à la figure suivante. Les gaines de combustibles sont placées dans des rangements d'acier, eux-mêmes figurant dans un conteneur en cuivre. Ceux-ci sont ensuite placés dans des alvéoles creusées dans le plancher de galeries creusées à 400 mètres de profondeur dans le bouclier granitique, les alvéoles étant comblées par de la bentonite.

Figure 29 : Schéma de principe du stockage des combustibles irradiés suédois
(source : ministère de l'environnement – Suède)

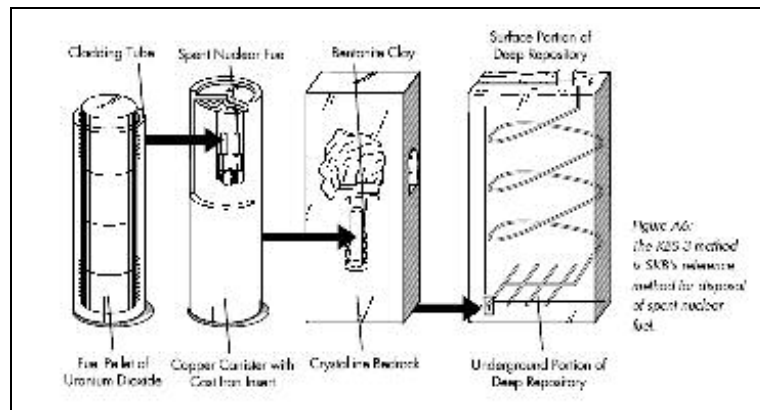
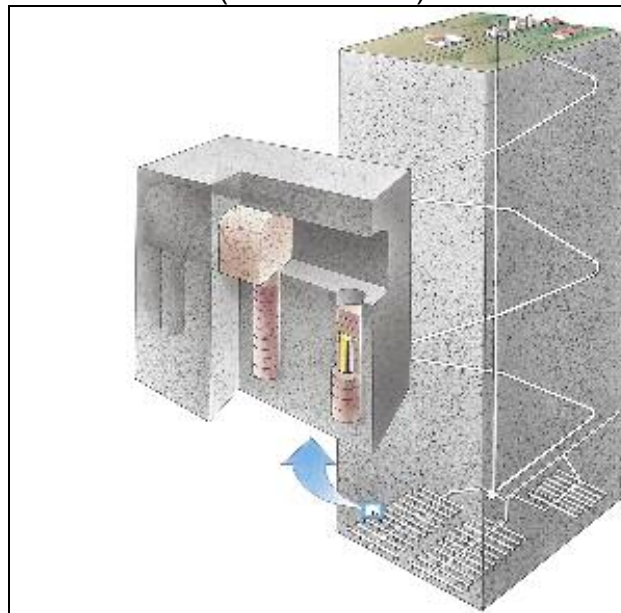


Figure 30 : Schéma du futur centre de stockage souterrain suédois (source : SKB)



Sur la base d'une durée moyenne de fonctionnement de 40 années du parc électronucléaire, 40 kilomètres de tunnel devront être creusés à quelques 400 mètres de profondeur, pour accueillir environ 4500 conteneurs de combustibles usés.

2. Le processus de recherche d'un site

Se situant au niveau national, la première étape a consisté en la recherche, sur l'ensemble du territoire suédois, d'un nombre étendu de sites de caractéristiques globales adaptées au stockage géologique. Les investigations conduites à partir des années 1975 ont permis de mettre en

évidence plus d'une centaine de dômes de granite répondant globalement aux critères de départ. Des forages ont ensuite été effectués sur 30 sites.

Restreignant les possibilités, des études de faisabilité ont ensuite été réalisées entre 1993 et 2000 dans plusieurs communes. L'objectif de ces études était de déterminer, à l'aide d'informations préexistantes, si chaque site considéré remplissait les conditions permettant de poursuivre les études de localisation, sur la base de quatre critères : la sûreté, les contraintes techniques, l'étendue de la zone et son environnement, l'accueil du projet par les populations locales.

La faisabilité d'un site de stockage a été étudiée dans huit communes : Storuman, Malå, Älvkarleby, Tierp, Östhammar, Nyköping, Oskarshamn et Hultsfred.

Ainsi, cinq à dix sites potentiels ont fait l'objet d'études de faisabilité.

Mais les communes de Storuman et Malå ont décidé par référendum de se retirer du processus, celle d'Hultsfred ayant été abandonnée pour des raisons techniques. En définitive, seules cinq communes ont été considérées comme remplissant les conditions nécessaires pour la poursuite des études (voir figure suivante).

Figure 31 : Localisation des cinq communes suédoises candidates pour un stockage géologique dans le granite
(source : SKB)



Située à proximité de la centrale nucléaire de Forsmark, la première zone, située le plus au nord, comprend les trois communes de Älvkarleby, Tierp et Östhammar, dont seule la troisième a été conservée, les études d'opinion effectuées dans la perspective d'un éventuel référendum sur la construction d'un site de stockage ayant été négatives à Tierp et des obstacles techniques ayant été mis en évidence pour Älvkarleby. La zone intermédiaire est celle de Nyköping. La zone la plus au sud comprend les communes d'Oskarshamn et d'Hulstfred..

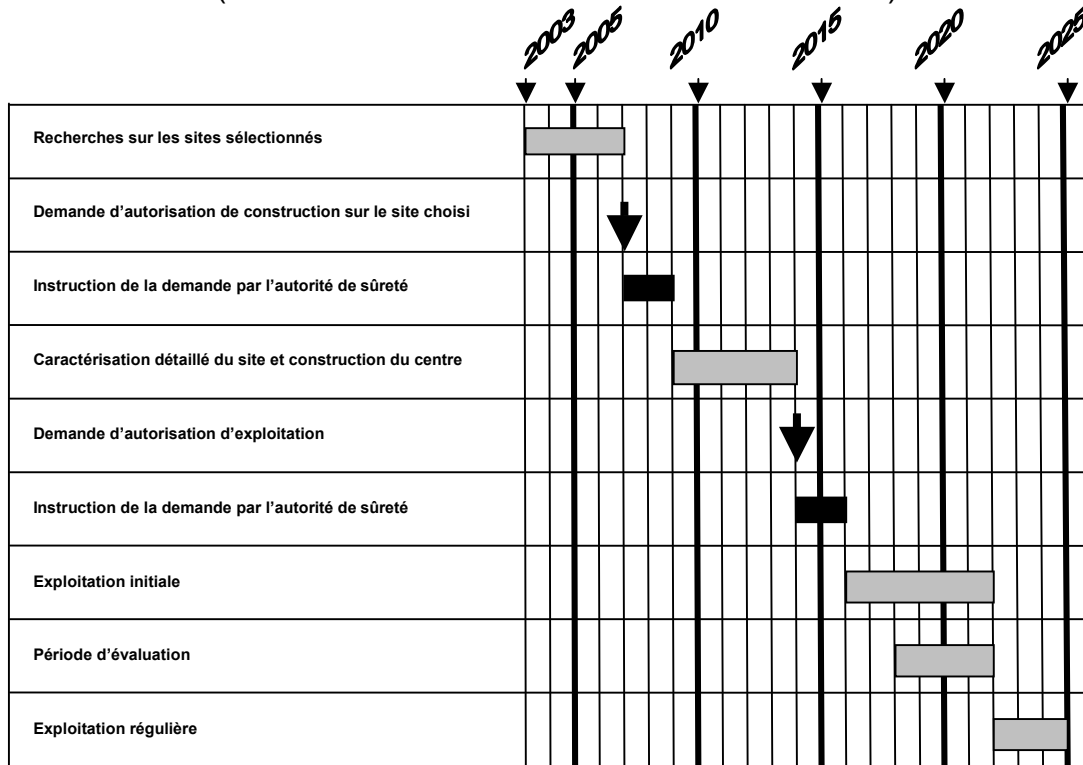
En réalité, afin de bénéficier des installations portuaires des centrales nucléaires préexistantes, SKB a finalement décidé de retenir les communes d'Östhammar, près de Forsmark, et d'Oskarshamn, près de la centrale du même nom.

3. Le calendrier de mise en service du stockage géologique

Le calendrier du programme relatif au centre de stockage souterrain est indiqué ci-après.

Figure 32 : Calendrier de réalisation du centre de stockage souterrain des combustibles irradiés suédois.

(source : ministère de l'environnement – Suède)



En 2007, une demande d'autorisation de construction d'un laboratoire souterrain sur le site choisi sera soumise à l'autorité de sûreté, ce laboratoire ayant pour fonction de permettre une caractérisation détaillée du sous-sol. La construction du centre de stockage souterrain devrait ensuite démarrer début 2009.

Si la décision de privilégier le stockage souterrain pour les combustibles usés a été prise par le Parlement suédois, le Riksdag, sa mise en œuvre résultera d'une coopération plus ou moins conflictuelle entre le Parlement et les municipalités, dont la tradition d'indépendance est bien ancrée dans l'histoire de la Suède.

Au niveau municipal, 5 % des électeurs peuvent demander un référendum mais la municipalité n'est pas tenue de l'organiser. En tout état de cause, une seule des communes invitées à participer au processus de sélection, Malå, a organisé un référendum et enregistré une réponse

négative, en raison, selon SKB, de la précipitation de la démarche d'alors.

Le SKB escompte poursuivre ses investigations sur les deux sites d'Östhammar et d'Oskarshamn jusqu'en 2007. À cette date, l'un des deux sites sera retenu. D'après Mme Marie Wahlgren, députée de la circonscription de Scanie²²¹, l'acceptation par la population d'un site de stockage souterrain est la meilleure à Oskarshamn.

S'agissant de cette commune, sur laquelle est édifié le laboratoire d'Aspö, aucun référendum sur un éventuel site de stockage n'a été, pour le moment, organisé. L'information est toutefois jugée satisfaisante par la population, SKB ayant dépêché trois employés permanents sur place, chargés des relations avec les 5 groupes d'élus locaux constitués pour suivre cette question²²². En outre, la municipalité dispose de l'assistance de deux experts rémunérés par SKB, sur subvention du fonds dédié, dont la mission est de présenter les travaux scientifiques effectués sur la zone sous une forme aisément compréhensible. La municipalité conduit une politique de communication active prenant appui sur des auditions publiques de SKB, sur un site internet, des publications papier et des journées d'information.

La demande d'autorisation de construction sera ensuite soumise par SKB vers 2007-2008. L'autorité de sûreté, SKI, aura deux ans pour donner sa réponse et proposer une décision au Gouvernement.

Au préalable, une date est jugée importante, à savoir l'année 2006, au cours de laquelle sera déposée la demande d'autorisation de construction de l'usine de conditionnement des combustibles usés, dont tout laisse penser qu'elle sera construite à côté du CLAB, près d'Oskarshamn.

En 2010, sur proposition de l'autorité de sûreté SKI, le Gouvernement suédois sera habilité à prendre la décision sans en référer au Parlement, sauf si un parti d'opposition demande un vote au Parlement. Ce dernier cas ne devrait pas se produire si la décision du Gouvernement est acceptée au niveau local. Au demeurant, le Gouvernement peut décider la création du centre de stockage contre un

²²¹ Scanie : région du sud de la Suède – capitale : Malmö. Entretien du 6 novembre 2003, Stockholm.

²²² La commune d'Oskarshamn, qui comprend 26 000 habitants, est administrée par un conseil municipal de 49 membres.

avis négatif de la commune concerné, dans la mesure où il n'y aurait de site meilleur²²³.

La mise en service du centre de stockage est attendue pour 2015-2020 au plus tôt.

4. Les étapes critiques pour la décision ultime

L'octroi de l'autorisation de construction et d'exploitation d'un centre de stockage géologique est, en Suède, du ressort du code de l'environnement et de la loi sur les activités nucléaires. L'étude d'impact environnemental joue à cet égard un rôle important.

4.1. Le rôle de la cour spécialisée dans l'environnement

Selon la loi sur les activités nucléaires, c'est à l'autorité de sûreté, SKI d'examiner la demande du gestionnaire des déchets SKB et de préparer un dossier complet qui sera transmis à la municipalité concernée. SKB s'attend que le Gouvernement interroge la commune concernée sur sa position à l'égard du projet de stockage.

D'après le code de l'environnement, le dossier de demande sera ensuite examiné par une autorité judiciaire spécialisée dans l'étude des impacts environnementaux, la durée de son intervention n'étant pas connue.

Cette cour spécialisée dans les études d'impact environnemental organisera ensuite des auditions publiques auxquelles participeront toutes les parties prenantes. Lors de ces auditions, des organisations de protection de l'environnement pourront faire valoir leur point de vue et, en particulier, leur opposition éventuelle.

Mais, selon le code de l'environnement suédois, cette possibilité sera réservée à des organisations de nationalité suédoise, ayant exercé leurs activités pendant au moins 3 ans, possédant au moins 2000 membres et ayant un statut et un fonctionnement démocratiques.

La cour sera habilitée à juger de la qualification des organisations demandant à faire valoir leur point de vue.

²²³ Selon SKB, il ne sera pas nécessaire d'utiliser cette possibilité, qui n'a jamais été utilisée, du fait de la bonne acceptation locale.

Début 2004, il n'existait en Suède qu'une seule organisation de protection de l'environnement, intitulée Nature Protection, répondant à ce statut et donc qualifiée pour intervenir dans l'audition publique.

4.2. L'étude d'impact environnemental

L'étude d'impact environnemental que doit réaliser SKB, doit traiter des conséquences non seulement de l'installation projetée mais aussi des travaux préalables d'instruction de la décision. Par ailleurs, le champ de l'étude comprend bien sûr l'environnement mais aussi la population et ses conditions de vie en termes de santé et de bien-être, ainsi que l'image externe de la municipalité.

L'étude d'impact présentée par SKB devra également comprendre un rapport sur les positions de la municipalité concernée, de la population, des organisations de protection de l'environnement locales ou nationales, de l'autorité de sûreté ainsi que des Etats riverains ou proches²²⁴.

4.3. Le rôle de l'autorité de sûreté

Dans le système suédois de régulation de l'énergie nucléaire, le SKI fixe les principes généraux de la sûreté mais ne prescrit pas de solution pratique, la responsabilité des exploitants étant pleine et entière pour la mise en œuvre de solutions permettant de se conformer aux principes. Le SKI a bien entendu la responsabilité du contrôle des installations nucléaires, d'animer le dialogue entre l'industrie et la société civile, et de faire réaliser les recherches nécessaires à l'accomplissement de ses missions.

Sur un budget de recherche d'un montant de 8 millions € en 2003, les recherches commanditées par le SKI sur la gestion des déchets représentent 1,3 million €. Les principaux domaines de recherche sont, par ordre d'importance des budgets qui leur sont consacrés, la chimie des eaux souterraines dans le granite, la fabrication et la pérennité des conteneurs, les propriétés de la bentonite, l'analyse de sûreté et les modèles afférents, la caractérisation des sites, etc. En faisant réaliser des recherches sur ces questions, SKI entend disposer des instruments nécessaires pour évaluer le dossier présenté par SKB.

²²⁴ Pologne, Russie, Danemark, Norvège, Finlande.

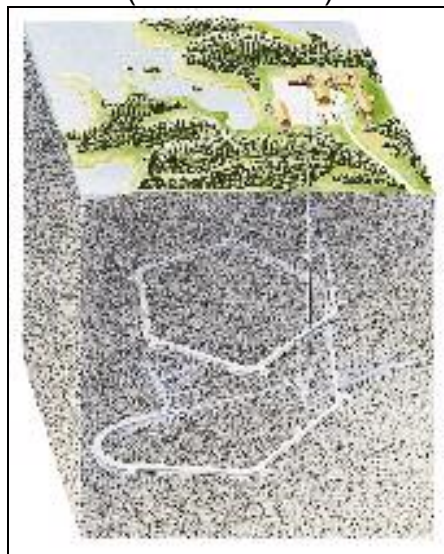
5.- Le laboratoire souterrain d'Aspö

En parallèle à la recherche de sites, la Suède a recouru à la technique des tests dans des laboratoires souterrains génériques et continue de le faire dans le laboratoire souterrain d'Aspö.

Les installations de l'ancienne mine de Bergslagen ont servi, entre 1977 et 1992, dans le cadre d'un projet international intitulé STRIPA, à tester le comportement de conteneurs et de matériaux de remplissage dans des conditions réelles, à étudier les zones de fracture et la circulation des eaux souterraines.

Le laboratoire souterrain d'Aspö, situé à une profondeur de 460 mètres, près de la centrale d'Oskarshamn, dont la construction a été décidée en 1986 et s'est déroulée de 1990 à 1995, est le lieu central d'expérimentation et de démonstration des méthodes de stockage.

Figure 33 : Schéma du laboratoire souterrain d'Aspö
(source : SKB)



En tant qu'installation d'expérimentation, Aspö permet le test de techniques de caractérisation d'un site d'expérimentation, de creusement, d'aménagement et de fermeture de galeries et de puits, de manutention, de dépôt et de retrait de conteneurs. Le laboratoire est le siège d'expérimentations de diffusion et de migration de radioéléments mais SKB s'est engagée à ne jamais y entreposer ou stocker de déchets

radioactifs. Cet engagement n'exclut pas que le centre de stockage des déchets ne soit pas construit dans la même région, voire à proximité.

Ouvert au public sept jours sur sept, Aspö reçoit environ dix mille visiteurs par an, qui peuvent prendre connaissance des techniques relatives au stockage de déchets, estimer de visu la sûreté du système prévu, et se familiariser avec les techniques de transport, de manutention et d'entreposage de conteneurs.

La construction du laboratoire souterrain d'Aspö s'est accompagnée de la création sur le site d'un institut de recherche financé par SKB, qui subventionne également l'université de Kalmar.

5.1. Les précautions à prendre dans le granite

L'une des questions essentielles en matière de sûreté d'un site de stockage est celle des capacités de la roche à confiner des radioéléments dans le cas, au demeurant peu probable de la rupture d'un colis de déchets ou d'un conteneur de combustibles irradiés.

Le laboratoire souterrain d'Aspö a permis, de fait, de mettre en évidence in situ les avantages et les inconvénients du granite en tant que milieu de stockage, grâce à différents types d'expérience menées par SKB ou par d'autres organismes de gestion de déchets, comme l'ANDRA, par exemple, dont la présence est recherchée, à condition que leurs recherches contribuent à l'avancement du projet suédois.

La question des fractures

Si les études depuis la surface permettent de déceler les grandes fractures dans la roche, en revanche, l'étude in situ du sous-sol est indispensable pour déterminer les fractures de faibles dimensions, d'où l'intérêt du laboratoire de caractérisation d'Aspö.

Le site d'Aspö a été choisi de par les caractéristiques complexes de son milieu granitique, complexe et difficile. Il s'agit d'un sous-sol où sont présentes de nombreuses failles et fissures, qui permet d'étudier leur impact sur la capacité de confinement du milieu et les moyens d'en éviter les conséquences.

La porosité du granite étant très faible, la diffusion de radioéléments dans la roche est très lente. En réalité un éventuel

transport de radioéléments dans le sous-sol, à la suite d'une éventuelle rupture d'un conteneur de combustibles irradiés ou d'un colis de déchets, ne pourrait se faire, que par l'eau s'écoulant dans les failles et les fissures.

Il ressort notamment des études effectuées, que les galeries doivent être situées à au moins cent mètres des grandes failles régionales. Les mouvements autour des alvéoles de stockage des conteneurs ne devront pas dépasser 10 cm, ce qui ne paraît pas poser de problème, dans la mesure où la probabilité de tremblements de terre dépassant cette amplitude à 400 mètres de la surface est très faible.

La bentonite, un moyen performant de lutter contre les conséquences de la circulation d'eaux souterraines

Le granite du laboratoire d'Aspö est fracturé. Les infiltrations obligent donc à pomper les eaux au rythme de 100 m³ par jour. Lorsque le centre de stockage éventuel sera abandonné, l'ensemble des galeries se remplira d'eau. Mais, comme il n'y a pas de gradient hydraulique conduisant à un écoulement, ce remplissage s'effectuera une fois pour toutes.

La bentonite, qu'il est prévu d'utiliser pour combler les alvéoles creusées dans le granite, présente une série de propriétés intéressantes. Il s'agit d'une argile composée principalement de Montmorillonite et d'autres smectiques, des aluminosilicates contenant en faibles quantités du magnésium et du fer. La bentonite présente la caractéristique de gonfler en présence d'eau et d'être imperméable une fois saturée d'eau. Par ailleurs, ses propriétés plastiques lui permettent d'amortir en partie les conséquences d'éventuels mouvements de terrain sur les conteneurs. Enfin, il s'agit d'un matériau naturel argileux, présent en abondance, utilisé dans le bâtiment, le génie civil et l'industrie pétrolière, dont les propriétés sont très bien connues, ce qui justifie d'ailleurs que l'on ne cherche pas à modifier sa composition par rapport aux bentonites les plus classiquement utilisées.

Le cuivre, un excellent métal pour les conteneurs

Devant constituer l'enveloppe externe des combustibles usés, le cuivre est un autre matériau naturel dont on connaît la stabilité pendant plusieurs milliers années, au contraire de l'acier, et dont les propriétés pour le conditionnement sont approfondies depuis vingt-cinq ans.

À la différence du site de Yucca Mountain, le granite est un milieu saturé en eau et réducteur où le cuivre, en l'absence d'impuretés, ne subit aucune corrosion.

Pouvant constituer une menace contre son intégrité, la corrosion galvanique du cuivre nécessiterait des concentrations en sel d'au moins 10 gr/litre qui semble peu probable dans un milieu granitique. Des bactéries anaérobiques ayant été trouvées à une profondeur de 500 mètres, un programme de recherche a été lancé il y a huit ans pour analyser leur influence sur la sûreté, bien qu'il semble qu'elles ne puissent survivre dans la bentonite.

Les deux principaux inconvénients du cuivre sont, d'une part, son coût, et, d'autre part, les difficultés d'ingénierie, en particulier pour le scellement du couvercle.

5.2. La question de la réversibilité

En Suède, les réflexions sur la conception d'un stockage souterrain ont privilégié, à l'origine, l'irréversibilité, pour ses avantages supposés en terme de sûreté.

Dans le concept de stockage irréversible, les conteneurs, une fois amenés à grande profondeur, sont enfouis dans des puits creusés dans le sol des galeries. Le coût de chaque conteneur est estimé à 1 million de couronnes suédoises (environ 100 000 €). Ces puits sont ensuite rebouchés avec une argile, la bentonite, qui gonfle en présence d'eau. De même, les galeries sont obturées au fur et à mesure qu'elles sont saturées, puis les puits ou les tunnels d'accès au centre de stockage.

L'idée qui sous-tend un tel schéma est de supprimer les voies de transfert créées par la main de l'homme en même temps que le centre de stockage. Ainsi, pour les radioéléments qui pourraient être éventuellement relâchés à la suite d'une rupture des conteneurs, il n'y aurait pas d'autre voie, une fois les puits et les galeries d'accès rebouchés, que celle de migrer par diffusion dans l'argile de comblement, la roche ou les eaux de circulation souterraine, selon des processus qui sont à des degrés divers, très lents.

L'irréversibilité du stockage est ainsi considérée, par de nombreux experts, dont ceux de SKB, comme un élément de sûreté.

La construction d'un centre de stockage est certes généralement jugée plus acceptable par les populations locales à partir du moment où l'insertion des déchets radioactifs et des combustibles usés n'est pas définitive. En effet, les colis endommagés pourraient être repris en cas de détection de radioéléments dans la biosphère, sans parler de la possibilité de transmuter les déchets si une telle possibilité technique apparaissait.

Mais, selon certains techniciens du SKB, la réversibilité ne serait pas favorable à la sûreté à long terme du stockage géologique²²⁵. En tout état de cause, la réversibilité ne pourrait être assurée dans les meilleures conditions de sûreté, que pendant la phase d'exploitation. Les galeries seraient fermées les unes après les autres, après avoir été remplies, avant que les tunnels d'accès le soient à leur tour. Au total, la réversibilité pourrait être assurée pendant une période de 5 à 10 ans, avant la fermeture du centre de stockage.

C'est dans la configuration de l'irréversibilité que le milieu géologique assurerait au mieux l'isolation des déchets radioactifs.

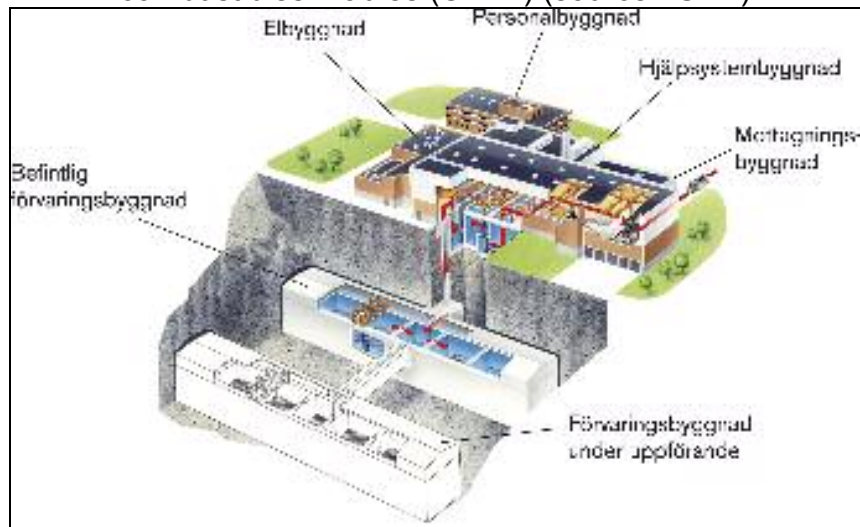
En cas de nécessité de reprise des colis de déchets, ce qui a été réalisé pour la construction du centre de stockage pourrait être refait, à savoir le creusement de puits et de galeries d'accès.

V.- Le conditionnement et l'entreposage de longue durée des combustibles usés

La Suède dispose par ailleurs d'un centre d'entreposage en sous-surface de combustibles irradiés, dénommé CLAB.

²²⁵ Christer SVEMAR, SKB, Aspö, 5 novembre 2003.

Figure 34 : schéma du centre suédois d'entreposage en sub-surface des combustibles irradiés (CLAB) (source : SKB)



Construit dès 1980 à proximité de la centrale d'Oskarshamn et opérationnel à partir de 1985, le CLAB comprend d'une part des bâtiments de surface pour le déchargement des conteneurs de combustibles usés et les installations de service, et, d'autre part une grande cavité souterraine de 120 mètres de long à -25 mètres de profondeur, pour l'entreposage d'une quantité maximale de 5000 tonnes de combustibles irradiés dans quatre piscines. Fin 2003, le tonnage de combustibles usés présents au CLAB s'élevait à 3800 tonnes environ.

Le CLAB, dans sa configuration actuelle devant être saturé à la fin 2004, la construction d'un ensemble équivalent de quatre piscines supplémentaires d'entreposage devrait s'achever à la même date, portant la capacité totale du CLAB à 8000 tonnes de combustibles irradiés²²⁶.

VI.- Le financement de la gestion des déchets en Suède

1.- SKB, le pivot de la gestion des déchets en Suède

La société SKB, qui assure la gestion de l'aval du cycle et la conduite de tous les projets s'y rapportant, est la filiale des exploitants nucléaires suédois.

²²⁶ Chaque ensemble de quatre piscines est assorti d'une piscine de réserve.

Dès que les combustibles usés ou les déchets radioactifs quittent l'enceinte d'une centrale nucléaire, ils deviennent la propriété de SKB. Après la fermeture du site de stockage géologique, c'est l'Etat qui prendra la responsabilité des déchets.

1.1. Les principes d'action de SKB

La philosophie de l'action du SKB est exprimée par quelques concepts simples et forts²²⁷.

Selon les termes de son président, M. Claes Thegerström, « *la confiance ou la défiance envers une organisation dépend principalement de la manière dont on perçoit son comportement* ». Il faut donc « *privilégier les actes : ils parlent plus fort que les mots* ». En conséquence, « *la visite des sites des opérations sont des éléments importants dans la construction de l'opinion publique* ».

Par ailleurs, le SKB a montré concrètement qu'elle respectait le principe de l'accord des populations. Entre 1993 et 1997, des investigations avaient en effet été effectuées dans le nord de la Suède, à Storuman et à Malå, afin de déterminer si leur sous-sol pouvait présenter les caractéristiques indispensables à un laboratoire souterrain et, le cas échéant, à un stockage de déchets radioactifs. En 1995, 70 % des électeurs de Storuman et, en 1997, 54 % de ceux de Malå exprimèrent leur opposition à la poursuite des études de caractérisation. Le SKB cessa immédiatement toute activité en ces lieux.

Ayant démontré son respect scrupuleux de l'opinion des populations locales, le SKB a de plus constaté, en examinant les causes du rejet par les populations, que l'on n'a jamais pu obtenir la confiance ou convaincre avec les seuls éléments techniques. La conclusion a donc été qu'« *il fallait aborder la dimension éthique du problème des déchets* ». De fait, ayant bénéficié de l'électricité produite par l'énergie nucléaire, il est de « *la responsabilité de notre génération* » de résoudre les problèmes posés par les déchets radioactifs, comme l'écrit le président de SKB.

Simultanément, une nouvelle approche a été mise en œuvre, reposant sur la mise en place de *partenariats* avec les collectivités

²²⁷ Claes Thegerström, Président, SKB, la Lettre des entretiens européens, Conseil général de la Haute-Marne, n° 1, 2^{ème} semestre 2003.

locales, dans le but d'apporter une solution à un problème éthique national. Après avoir pris contact avec différentes communes du sud de la Suède, le SKB n'a poursuivi son action qu'avec les communes *volontaires* pour s'impliquer dans la démarche d'étude de sites potentiels situés sur leur territoire tout en gardant le droit de se désengager à chaque étape.

1.2. L'organisation de SKB : une organisation industrielle

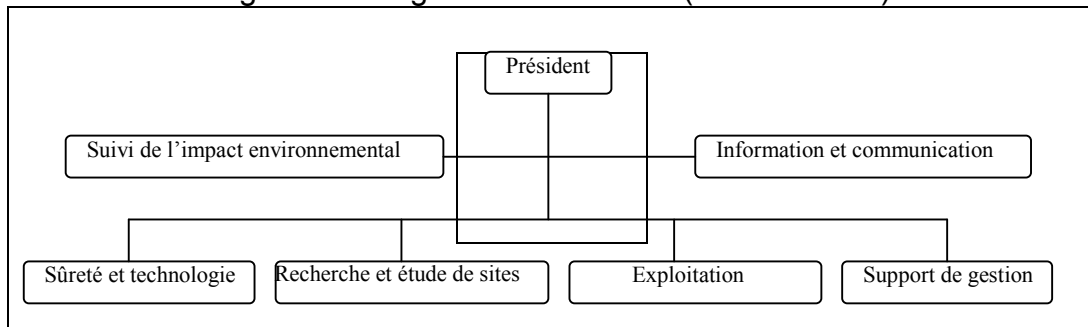
SKB emploie 200 personnes, et recourt aux services d'environ 300 experts extérieurs. Le budget annuel de SKB est d'environ 100 millions € par an. Le montant total du programme de gestion des déchets suédois est estimé à 6,5 milliards €, dont 1,5 avait déjà été dépensé à la mi-2003²²⁸.

L'organisation du SKB traduit parfaitement l'importance donnée à la transparence et à la communication sur ses activités.

Structuré en quatre directions opérationnelles : sûreté et technologies, recherches sur les sites candidats au stockage, exploitation en relation avec les producteurs de déchets et support de gestion, le SKB comprend aussi deux directions fonctionnelles, la première dite EIA « *Environmental Impact Assessment* » chargée de l'évaluation permanente de l'impact environnemental de ses activités et l'autre chargée de la communication.

²²⁸ www.skb.se

Figure 35 : Organisation de SKB (source : SKB)



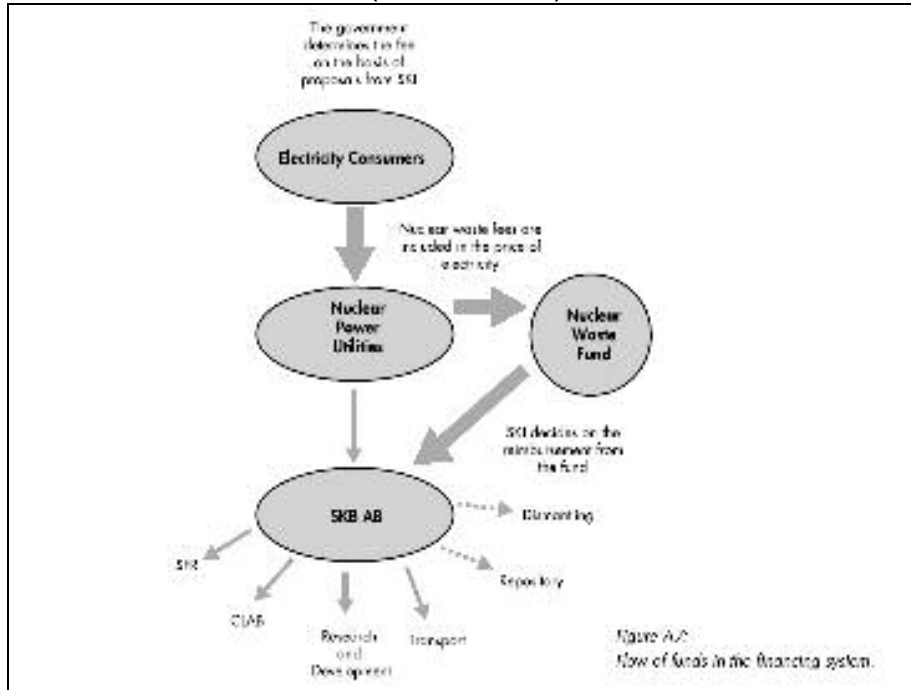
2. Le financement de la gestion des déchets

Pendant la décennie 1970, les exploitants nucléaires suédois avaient créé, en interne, leurs propres fonds de financement des dépenses futures de gestion des déchets radioactifs.

Après un premier système institué en 1981, qui créait déjà une redevance sur le kWh, le financement des dépenses futures pour les combustibles nucléaires usés repose aujourd'hui sur un fonds alimenté par les exploitants, qui lui ont d'ailleurs transféré les réserves constituées auparavant en interne.

Chaque année, le gestionnaire de l'aval du cycle, SKB, calcule le montant de l'ensemble des dépenses nécessaires pour la gestion de l'ensemble des déchets et pour le démantèlement des centrales nucléaires. L'autorité de sûreté, le SKI, ayant vérifié les estimations faites, le Gouvernement décide du montant de la taxe sur l'électricité nucléaire qui sera versée au fonds dédié.

Figure 36 : Le schéma de financement de la gestion des déchets en Suède
(source : SKI)



La redevance moyenne versée au fonds par chaque exploitant est de 0,01-0,02 SEK par kWh produit, soit environ 1 à 2 €/MWh, en prenant comme hypothèse que la durée d'exploitation des réacteurs est de 25 ans. Cette redevance peut varier d'une année sur l'autre. Ainsi, pour 2005, SKI a demandé au Gouvernement de l'augmenter fortement par rapport à 2004, de manière qu'elle passe de 0,5 à 1,3 €/MWh, pour compenser l'absence de contribution du réacteur de Barsebäck-1 depuis sa fermeture en 1999 et celle probable du réacteur de Barsebäck-2 dont la fermeture est prévue à brève échéance²²⁹.

Selon SKB, le montant du fonds, alimenté au total depuis 22 ans, sera suffisant pour financer à la fois la gestion des déchets et le démantèlement des réacteurs. Fin 2003, 50 milliards de couronnes suédoises (SEK) avaient été versées au fonds, soit 5,3 milliards €. Un peu plus de deux milliards € seulement avaient été dépensés, laissant un solde disponible de 3,2 milliards €.

²²⁹ Nucleonics Week, 4 novembre 2004.

Administré par un conseil formé de représentants du Gouvernement (Government Board), le fonds est géré par la Banque centrale suédoise. Contrairement à la Finlande, les exploitants nucléaires ne peuvent emprunter auprès de ce fonds. Contrairement aux Etats-Unis, où les fonds collectés chaque année sont reversés dans le budget fédéral, le Gouvernement ne peut en aucun cas utiliser le fonds dédié. En revanche, le conseil de gestion du fonds le valorise par une gestion prudente, qui a atteint 4 % en termes réels par an avant 2000 et s'élève à 2,5 % par an depuis l'éclatement de la bulle Internet.

Le fonds dédié sert essentiellement à financer les activités de SKB, le gestionnaire de l'aval du cycle, une subvention annuelle de quatre cent mille € étant toutefois versée à l'ensemble des collectivités concernées par ces activités.

F.- La gestion des déchets radioactifs en Suisse

La Suisse qui possède 5 réacteurs et recourt au retraitement de leurs combustibles usés, a fait le choix du stockage géologique pour l'ensemble de ses déchets, de faible, moyenne activité ou haute activité, ainsi que, le cas échéant, pour les combustibles usés, si le retraitement était abandonné. La Suisse accorde toutefois son attention aux recherches sur la transmutation et sur les réacteurs de Génération IV.

I.- Une participation aux recherches sur les ADS

La Suisse participe à l'effort international de recherche sur la transmutation, en particulier par des travaux conduits à l'Institut Paul Scherrer (PSI) à Villigen, qui est le principal centre de recherche sur l'énergie nucléaire du pays.

Au PSI, se déroule ainsi l'expérience MEGAPIE de développement d'une cible liquide de spallation, pour un système sous-critique piloté par accélérateur (ADS). L'objectif est d'accroître le flux de neutrons produits par la cible. Si la spallation est une technique bien connue avec des cibles solides de plomb, qui, frappée par des protons, produisent des neutrons, il n'est pas ainsi pour des cibles liquides. Le coefficient multiplicateur étant le même pour le plomb liquide que pour le plomb solide, l'eutectique plomb-bismuth, dont la température de fusion est de 126 °C, semble présenter un intérêt. L'Institut Paul Scherrer, qui dispose d'un faisceau de protons de 1 MW, effectue des essais à cet égard, en coopération avec la France (CEA), le Japon, la Corée du Sud, les Etats-Unis et l'Italie. Le problème de la fenêtre, déjà identifié comme critique par l'OPECST²³⁰, continue de soulever des difficultés.

²³⁰ Le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, rapport de M. Claude BIRRAUX, Député, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Assemblée nationale n° 3491, Sénat n° 300, mars 1997.

La politique helvétique des déchets comprend deux volets, d'une part la conduite de recherches génériques sur l'argile au Mont Terri et le granite à Grimsel, et, d'autre part, la recherche d'un site adéquat sur le plan technique, bénéficiant d'une bonne acceptation locale.

En tout état de cause, pour la Confédération helvétique, l'argile est l'option prioritaire pour le stockage géologique des déchets, les roches cristallines ne représentant qu'une option de réserve.

II.- L'argile, option de base pour le stockage géologique des déchets radioactifs

1. Les recherches génériques sur le stockage géologique

Des recherches fondamentales sur des questions génériques relatives au stockage des déchets sont effectuées à l'Institut Paul Scherrer (PSI). Un programme intégré y est conduit sur les interactions chimiques éventuelles entre les barrières géologiques - roche et bentonite - et les radioéléments, ainsi que sur les paramètres du transport éventuel de ces derniers dans la roche. L'Institut Paul SCHERRER dispose à cet effet de moyens de pointe, comme un laboratoire « *chaud* » et une ligne de lumière en rayons X sur le synchrotron SLS local.

D'autres études sont conduites sur les sites de Mont Terri et de Grimsel.

2. Les recherches sur l'argile et le granite

2.1. Le laboratoire de Mont Terri sur l'argile à Opalinus

Le Laboratoire de Mont Terri dans le Jura suisse est un centre d'études du comportement de l'argile, d'une grande importance scientifique et technique, au premier chef pour la Suisse et ensuite pour les membres du consortium international qui y coopèrent sur différents projets.

Constitué au départ de niches creusées dès 1994 à partir de galeries de sécurité d'un tunnel autoroutier de 4 km, complétées ensuite par deux galeries supplémentaires parallèles, le laboratoire de Mont Terri permet l'étude de l'argile à Opalinus, avec une couverture de 300 m de

roche, aux douze partenaires d'un consortium international réunissant la Suisse, l'Allemagne, le Japon et la France représentée par l'ANDRA et l'IRSN²³¹²³².

Le laboratoire de Mont Terri permet plusieurs types d'études concrètes²³³.

En premier lieu, peuvent être étudiées dans des conditions réelles les techniques de forage ou d'excavation dans l'argile, et examinées les modifications de la roche provoquées par ce type d'opérations - différents types de mécanismes pouvant intervenir, comme la compression, l'auto-réparation, la dégradation thermique.

En second lieu, les propriétés de confinement de l'argile à Opalinus sont étudiées du point de vue de la perméabilité, de la circulation des éléments chimiques, de la diffusion des radioéléments et des pressions osmotiques.

Enfin, le laboratoire de Mont Terri est le siège d'expériences et de démonstrations concernant les méthodes de stockage dans l'argile et de scellement des galeries.

Pour les autorités fédérales suisses, Mont Terri est une base de travail importante pour déterminer la marche à suivre pour la gestion des déchets. En tout état de cause, Mont Terri ne sera jamais un site de stockage de déchets radioactifs, « *l'objectif étant seulement d'étudier les argiles afin de stocker les déchets ailleurs* »²³⁴.

La Direction de la sûreté nucléaire est associée depuis 2003 aux recherches conduites au Mont Terri. Son objectif premier est de mettre au point des modèles numériques des processus clés pour la sûreté. Les points critiques de l'argile à Opalinus sont relatifs à son comportement hydraulique, mécanique ou thermique.

²³¹ Le laboratoire de Mont Terri est sous l'autorité et le patronage direct de la Confédération.

²³² Le budget 2003-2004 est de 3,5 millions €.

²³³ Audition de M. Marc THURY, Directeur du projet Mont Terri, OFEG, Mont Terri, 10 septembre 2003.

²³⁴ Audition de M. André LAMBERT, Chef du projet argile à Opalinus, Mont Terri, 10 septembre 2003.

Un des avantages importants de l'argile en terme de sûreté est que cette roche adsorbe les ions pour des durées considérables²³⁵.

1.2. Les recherches de Grimsel sur le granite

Situé au centre de l'édifice alpin suisse et au sud de Lucerne, le laboratoire de Grimsel, qui dépend de NAGRA, la société coopérative nationale pour l'entreposage des déchets radioactifs, se trouve dans une galerie de 1 km creusée en parallèle au tunnel d'accès d'une usine hydroélectrique souterraine.

Le laboratoire est au cœur d'un massif cristallin, composé de roches métamorphiques et granitiques, qui enregistre un soulèvement de 1,5 mm par an.

Les travaux conduits dans le laboratoire de Grimsel au début des années 1980 avaient pour but de préparer l'exploration et la caractérisation des roches cristallines du nord nord-est de la Suisse, l'utilisation d'une galerie étant apparue moins difficile et coûteuse que la réalisation de nombreux forages.

Le laboratoire de Grimsel a continué d'être le lieu d'expériences importantes, pendant la période 1997-2003.

En partenariat avec 18 institutions partenaires appartenant à 9 pays différents, de nombreuses expériences ont été réalisées sur les barrières ouvragées. Les résultats obtenus sur une roche fracturée non poreuse sont en effet transférables d'un milieu géologique à un autre. Par ailleurs, le site de Grimsel a servi à la mise au point de méthodes de caractérisation de sites et de modélisation.

En tout état de cause, s'agissant de la qualification du granite pour le stockage géologique, les spécialistes de NAGRA estiment que sa fracturation ne suffit pas à l'écarter, à condition de trouver des blocs de dimensions suffisantes pour y creuser des galeries qui, dès lors, sont totalement anhydres et qu'il ne soit pas soumis à un gradient hydraulique générateur d'écoulements^{236, 237}

²³⁵ Audition de M. ISSLER, NAGRA, Grimsel, 11 septembre 2004.

²³⁶ Audition de M. ISSLER, NAGRA, Grimsel, 11 septembre 2003.

²³⁷ Le granite du laboratoire d'Aspö est également fracturé. Les infiltrations obligent donc à pomper les eaux au rythme de 100 m³ par jour. Lorsque le centre de stockage éventuel

Le granite conserve donc son intérêt, même si ses coûts d'exploration et de caractérisation d'un site sont nettement supérieurs à ceux d'une autre formation géologique²³⁸. La sismique en trois dimensions n'étant pas utilisable lorsque la roche cristalline est recouverte de sédiments, il est en effet nécessaire de recourir au forage de puits verticaux et de galeries horizontales dans une roche dure. Par ailleurs, il est nécessaire de démontrer que les barrières techniques - conteneurs, bentonite - suffisent à assurer la sûreté du stockage.

Remis au Conseil fédéral en 1994 et étudiés pendant neuf ans par les pouvoirs publics, les conclusions des études sur l'adéquation des milieux cristallins au stockage des déchets radioactifs n'ont pas conduit le Gouvernement fédéral à retenir les milieux cristallins comme prioritaires, en raison de la présence de failles et de fissures qui permettent la circulation d'eaux souterraines.

Les milieux sédimentaires ont, au contraire, été jugés au contraire plus favorables.

Les dépenses de recherche allouées au granite sont estimées à 200 millions €.

III.- La recherche d'un site de stockage

C'est la société NAGRA (Coopérative nationale pour l'entreposage des déchets radioactifs), constituée par les exploitants nucléaires, qui est responsable de la recherche d'un site de stockage géologique, option retenue par la Suisse, de conduire les études et d'exécuter les travaux préliminaires.

2.1. La recherche d'un site dans le granite

Grimsel ne sera jamais un site de stockage, pour la raison technique simple que la géologie du centre de la Suisse n'est pas favorable, avec des mouvements de 3 cm/an.

sera abandonné, l'ensemble des galeries se remplira d'eau. Mais, comme il n'y a pas de gradient hydraulique conduisant à un écoulement, ce remplissage s'effectuera une fois pour toutes.

²³⁸ Le granite suisse se trouvant dans le nord du territoire présente l'inconvénient d'être soumis à un gradient hydraulique provenant de la Forêt Noire.

Pour cette raison, la recherche d'un site favorable en roche cristalline s'effectue dans le nord de la Suisse. L'inconvénient est que les roches y sont fracturées et que donc, un site, même favorable, serait d'une petite surface.

2.2. La recherche d'un site argileux dans le Weinland

NAGRA a entrepris des recherches sur l'adéquation éventuelle d'une zone de 50 km² dont le sous-sol contient une couche d'argile à Opalinus, située dans le Weinland, région située au nord d'une ligne Bâle-Zurich.

Sur le plan scientifique, la démonstration de la faisabilité du stockage dans l'argile repose d'abord sur les travaux de recherche effectués au Mont Terri, ensuite sur la réalisation de forages à Benken, et enfin sur la sismique 3D du Weinland.

Fin 2002, NAGRA a apporté la démonstration de la faisabilité du stockage dans la zone du Weinland zurichois.

Toutefois, en septembre 2004, le conseiller fédéral Moritz Leuenberger, a estimé que des alternatives au Weinland zurichois devaient être également présentées par NAGRA, la priorité devant être accordée à la sûreté.

La décision ne devant pas être prise avant 2010, l'Office fédéral de l'énergie met au point actuellement une procédure de sélection des dépôts géologiques en profondeur, qui fera partie d'un plan sectoriel, à l'élaboration duquel d'autres services fédéraux, les cantons et les autorités compétentes en Allemagne seront associés. Les organisations intéressées et les populations, informées en temps voulu, pourront intervenir dans le processus.

IV.- Le conditionnement et l'entreposage de longue durée en Suisse

Nécessaire dans tous les cas de figure, l'entreposage a fait l'objet en Suisse d'un premier projet en sub-surface à Wallenberg dans le canton de Niwald, au centre de la Suisse, pour les déchets de faible et moyenne activité.

Ce projet ayant été repoussé par une votation cantonale, une autre stratégie a été adoptée, avec la construction du ZWILAG, centre d'entreposage en surface, proche des centrales nucléaires de Liebstadt, Beznau et Goesgen et de l'Institut Paul SCHERRER, à l'est de Zürich.

Construit et exploité par une filiale commune des quatre exploitants nucléaires suisses²³⁹, le ZWILAG est une installation centrale d'entreposage pour tous types de déchets radioactifs solides, de haute, moyenne ou faible activité et pour les combustibles usés.

Autorisée par le Conseil fédéral en 1993, puis par le Parlement en 1994, la première phase de construction de ZWILAG s'est achevée en 1999 et la deuxième en 2004²⁴⁰. La commune de Würenlingen lui a conféré une autorisation de fonctionnement de 25 ans. À l'issue de cette période, si un refus de prolongation lui était opposé, les responsables du ZWILAG auraient 10 ans pour trouver une solution alternative.

Dimensionnées pour résister au risque sismique, à l'incendie, aux chutes d'avion, les installations du ZWILAG représentent un investissement de plus de 320 millions €.

Le ZWILAG comprend des équipements d'incinération (torche à plasma) et de conditionnement des déchets de faible ou moyenne activité, bruts, provenant de l'industrie, du secteur médical et de la recherche.

Indispensable en l'absence d'un site de stockage définitif, le ZWILAG le restera pour entreposer les déchets de haute activité issus du retraitement pendant les 40 années nécessaires à leur refroidissement avant leur transport dans un éventuel site géologique. Les combustibles usés peuvent également être entreposés au ZWILAG à toutes fins utiles, en particulier s'il était mis fin au retraitement des combustibles usés.

En tout état de cause, le ZWILAG, en tant qu'installation d'entreposage, présente l'avantage de donner du temps pour trouver une solution de stockage définitif, même si une centrale nucléaire comme celle de Beznau possède ses propres installations d'entreposage des déchets de faible ou moyenne activité.

²³⁹ NOK (centrale de Beznau), Kernkraftwerk (centrale de Gösgen), KKL (centrale de Leibstadt), BKW (centrale de Muehleberg).

²⁴⁰ Les trois quarts des dépenses de construction ont été effectuées par des entreprises suisses et les 2/3 par des entreprises du canton d'Aargau.

V. Le financement de la gestion des déchets radioactifs en Suisse

Plusieurs années après la mise en service des cinq réacteurs de Beznau I & II, Mühleberg, Gösgen et Leibstad, la Suisse a créé deux fonds dédiés pour faire face aux charges de démantèlement et de gestion des déchets radioactifs.

Dotés chacun de la personnalité juridique, les deux fonds ont pour objet d'assurer la couverture des charges de l'après-fermeture des réacteurs nucléaires, une durée d'exploitation de 40 années étant prise comme hypothèse dans les deux cas.

Le tableau ci-après présente les principales caractéristiques des deux fonds.

Figure 37 : Caractéristiques principales des fonds nucléaires dédiés créés par la Suisse
(source : Entsorgungsfonds – 2004)

	Démantèlement	Déchets radioactifs
intitulé du fonds	Fonds de désaffectation des installations nucléaires	Fonds pour la gestion des déchets radioactifs provenant des centrales nucléaires
Date de création du fonds dédié	1984	2000
Estimation des dépenses totales	1,500 milliard CHF (1980)	13 milliards CHF (1998)
	1,835 milliard CHF (2001)	12,1 milliard CHF (2001)
Capital accumulé fin 2003	0,981 milliard CHF	1,77 milliard CHF

1. Le Fonds de désaffectation des installations nucléaires

Institué en 1984, le Fonds de désaffectation des installations nucléaires vise à couvrir les coûts de désaffectation et de démantèlement et les coûts de gestion à long terme des déchets afférents des centrales

nucléaires mais aussi du dépôt intermédiaire central de Würenlingen (ZWILAG).

Le montant total des dépenses a été estimé à 1,835 milliard CHF, après une réévaluation des dépenses liées au démantèlement des réacteurs à eau bouillante de Leibstadt et Mühleberg, qui devrait être plus onéreux que prévu, compte tenu de la contamination additionnelle d'une partie des équipements.

2. Le Fonds pour la gestion des déchets radioactifs

Doté de la personnalité juridique et géré par une commission administrative composée de représentants de l'État fédéral et des exploitants nucléaires, le Fonds de gestion des déchets radioactifs, créé en 2000, a pour but de couvrir les coûts de gestion des déchets radioactifs *après* la mise hors service d'une centrale nucléaire.

Calculé pour chaque centrale sur la base des indications de l'exploitant, le coût total de gestion des déchets radioactifs inclut le coût des conteneurs de transport et d'entreposage, les frais de transport, l'évacuation ou le retraitement des combustibles, le traitement centralisé des déchets, l'entreposage et le stockage souterrain dans deux sites géologiques en profondeur.

Chaque centrale nucléaire effectue un versement annuel au fonds de gestion, sur la base d'une durée d'exploitation de 40 années. Chaque centrale dispose d'un compte auprès du fonds et peut se voir rembourser tout ou partie de sa contribution annuelle, sur la base des dépenses effectivement réalisées.

Fin 2003, les investissements déjà réalisés représentaient 3,9 milliards CHF.

Selon les estimations de 2001, les dépenses totales de gestion des déchets devraient atteindre 12,1 milliards CHF, soit environ 8 milliards €²⁴¹.

Il est à noter une baisse du montant estimé des dépenses totales de 1 milliard CHF entre 1998 et 2001.

²⁴¹ Ce montant inclut 320 millions CHF pour l'évacuation des déchets radioactifs médicaux, industriels et de la recherche, à la charge de la Confédération.

Cette économie est à mettre sur le compte du changement d'hypothèse de référence pour le stockage final. L'estimation de 1998 était basée sur le projet Kristallin de stockage dans le granit, un milieu géologique coûteux à explorer et à aménager.

L'estimation de 2001 correspond au contraire à un stockage final dans les argiles à Opalinus du Weinland zurichois, un milieu géologique beaucoup moins dur que le granite.

N° 2159 – Rapport d'office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques sur l'état d'avancement et les perspectives des recherches sur la gestion des déchets radioactifs