

COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS

Instituée par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991

RAPPORT D'EVALUATION N° 2



~ juin 1996 ~



Commission Nationale d'Evaluation

Président : Bernard TISSOT

Secrétaire Scientifique : Arsène SAAS

12, Rue du Capitaine Scott - 75015 PARIS

Téléphone : 43.06.38.36

Fax : 47.34.97.51

SOMMAIRE

	Pages
RESUME ET PRINCIPALES RECOMMANDATIONS	I à VIII
INTRODUCTION	1 à 3
Chapitre 1 : ACTIVITES DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION	4
<u>1.1 BILAN RELATIF AU RAPPORT N° 1</u>	4 à 5
<u>1.2 ACTIVITES DE LA COMMISSION EN 1995-1996</u>	5
<u>1.2.1 Auditions scientifiques de la Commission</u>	5 à 6
<u>1.2.2 Actions d'information et de communication</u>	6
1.3 MODIFICATION DE LA COMPOSITION DE LA COMMISSION.	7
Chapitre 2 : SUIVI DES RECOMMANDATIONS DU PREMIER RAPPORT DE LACOMMISSION NATIONALE D'EVALUATION	8
<u>2.1 STRATEGIE ET COORDINATION GENERALES</u>	8 à 10
<u>2.2 STRATEGIES ET RECOMMANDATIONS SPECIFIQUES</u>	10 à 12
Chapitre 3 : ETAT DES LIEUX DES DECHETS	13
<u>3.1 AMELIORATION DE L'INVENTAIRE DES DECHETS</u>	13 à 16
<u>3.2 CARACTERISTIQUES ET SPECIFICATION DES DECHETS</u>	16 à 18
<u>3.3 RECOMMANDATIONS.</u>	18 à 19
Chapitre 4 : STRATEGIES GENERALES ET INTERNATIONALES	20
<u>4.1 INTRODUCTION</u>	20 à 23
<u>4.2 EVALUATION DU PLAN PROGRAMME PRESENTE PAR LES ACTEURS DE LA LOI LE 28 MAI 1996 23</u>	
<u>4.2.1 Organisation - structure - coordination</u>	23 à 26
<u>4.2.2 Plan programme : stratégies de recherche et stratégies industrielles</u>	27

4.2.2.1	Stratégies liées au court et moyen terme	27 à 31
4.2.2.2	Stratégies liées au long terme	31 à 33
4.3	<u>DEVELOPPEMENTS RECENTS EN MATIERE DE STRATEGIES SUR LE PLAN INTERNATIONAL</u>	33
4.3.1	Les politiques de fin du cycle	33 à 35
4.3.2	Les actions concernant les sites de stockages géologiques	35 à 38
4.3.3	Les actions concernant la séparation et la transmutation	38 à 39

Chapitre 5 : EVALUATION DES CRITERES DE SELECTION DE SITES POUR L'IMPLANTATION ET L'EXPLOITATION DES LABORATOIRES SOUTERRAINS ET EVALUATION DE L'AVANCEMENT DES TRAVAUX SUR LES SITES RETENUS

5.1	<u>SITUATION DU DOSSIER DES LABORATOIRES SOUTERRAINS</u>	40 à 44
5.2	<u>CRITERES DE CHOIX D'UN SITE DE LABORATOIRE SOUTERRAIN</u>	44 à 46
5.3	<u>ETAT DES CONNAISSANCES SUR LES TROIS SITES PRESELECTIONNES</u>	46
5.3.1	<u>Informations dont a disposé la Commission</u>	46
5.3.2	<u>Site de l'Est de la France</u>	46 à 50
5.3.3	<u>Site du Gard</u>	50 à 56
5.3.4	<u>Site de la Vienne</u>	56 à 62
5.4	<u>PROPOSITIONS COMPLEMENTAIRES</u>	62 à 63

Chapitre 6 : EXAMEN DES TRAVAUX SUR LES 3 AXES DE RECHERCHE

6.1	AXE 1 : RECHERCHE SUR LA TRANSMUTATION ET LA SEPARATION	64
6.1.1	<u>Recherche sur la transmutation</u>	64
6.1.1.1	Etudes générales	65 à 66
6.1.1.2	Les scénarios visant à minimiser la production du plutonium et des actinides mineurs et à assurer leur recyclage	66 à 72
6.1.1.3	Le programme de recherche à Superphénix	72 à 73
6.1.13.1.	Observations de la Commission SPX concernant le PAC 2	73 à 74
6.1.13.1.	Observations de la Commission SPX concernant le PAC 3	74 à 75
6.1.14	Les systèmes et les cycles innovants	75 à 77

6.1.1.5 Hiérarchisation des radionucléides au regard de la séparation et de la transmutation	77 à 80
<u>6.1.2 Recherches sur la séparation et la minimisation des déchets secondaires</u>	80 à 81
6.1.2.1 Recherches sur les Séparations	81 à 83
6.1.2.1.1 Le programme Diamex	83 à 86
6.1.2.1.2. Le programme Sésame	86 à 89
6.1.2.1.3 La recherche sur la voie sèche	89
6.1.2.1.4 La séparation du césium	89 à 90
6.1.2.1.5 Conclusion	90
6.1.2.2 Minimisation des déchets secondaires	91
<u>6.2 AXE 2 : ETUDES DES POSSIBILITES DE STOCKAGE DANS LES FORMATIONS</u>	
<u>GEOLOGIQUES PROFONDES</u>	91 à 93
<u>6.2.1 Généralités</u>	93 à 94
<u>6.2.2 La barrière ouvragée</u>	94 à 95
<u>6.2.3 Le champ proche</u>	96 à 97
<u>6.2.4 La barrière géologique</u>	97 à 98
<u>6.2.5 Les outils de modélisation</u>	98 à 99
<u>6.2.6 Conclusions</u>	100
<u>6.2.7 Les analyses de sûreté</u>	100 à 102
<u>6.2.8 Les travaux conduits par l'IPSN</u>	103 à 104
<u>6.3 AXE 3 : RECHERCHES SUR LE CONDITIONNEMENT ET L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE</u>	104
<u>6.3.1 Les conditionnements et les matrices de conditionnement/confinement</u>	104
6.3.1.1 Les conditionnements	105 à 106
6.3.1.2. Les matrices	106 à 107
6.3.1.2.1 Les verres	107 à 112
6.3.1.2.2 Les bitumes	112 à 113
6.3.1.2.3 Les liants hydrauliques	113 à 115
6.3.1.2.4 Les nouvelles matrices	115 à 117
6.3.1.3 Les autres matériaux à considérer pour le confinement à long terme	117
6.3.1.3.1 Les matériaux métalliques	117 à 118
6.3.1.3.2 Les combustibles usés	118 à 119
6.3.1.4 Les conteneurs	119
6.3.1.4.1 Les conteneurs de haute intégrité (CHI)	119 à 121

6.3.1.4.2 Les conteneurs de haute performance (CHP)	121 à 122
<u>6.3.2 L'entreposage de longue durée</u>	122
6.3.2.1 Les réflexions sur l'entreposage de longue durée	122 à 123
6.3.2.2 Les entreposages existants et en développement pour les déchets issus du retraitement	124 à 126
6.3.2.3 Les entreposages de combustibles irradiés et usés	126 à 128
6.3.2.4 La situation des entreposages de longue durée de combustibles à l'étranger	128 à 129
<u>6.4 RECOMMANDATIONS GENERALES</u>	129 à 130

ANNEXES

<u>ANNEXE 1 : DECRET DU 16 JUILLET 1993</u>	131 à 134
<u>ANNEXE 2 : COMPOSITION DE LA COMMISSION</u>	135 à 136
<u>ANNEXE 3 : ETAT DES LIEUX DES DECHETS</u>	137 à 146
<u>ANNEXE 4 : COMPLEMENTS TECHNIQUES DU CHAPITRE 5</u>	147 à 150
<u>ANNEXE 5 : COMPLEMENTS TECHNIQUES DU CHAPITRE 6</u>	151 à 159
<u>ANNEXE 6 : FICHES DE SYNTHESE DE SUIVI</u>	160 à 176

GLOSSAIRE

RESUME ET PRINCIPALES RECOMMANDATIONS

I - BILAN 1995-1996 DES TRAVAUX DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

Depuis la parution du premier rapport en juin 1995, la Commission Nationale d'Evaluation a continué les auditions des acteurs de la loi et de leurs principaux sous-traitants. C'est ainsi qu'elle a consacré neuf séances pour évaluer les travaux récents de l'ANDRA, du CEA, de COGEMA, et de l'EDF. Elle a, par ailleurs, entendu la DSIN et l'IPSN pour le choix des sites et les analyses de sûreté et enfin tous les acteurs de la loi au sujet de leurs programmes 1996-2006 demandés par la lettre ministérielle du 27 décembre 1995.

Après l'examen des documents présentés par les organismes, et après les auditions, la Commission a consacré sept séances pour la rédaction du rapport d'évaluation n° 2.

Le présent rapport est envoyé au Gouvernement le 25 juin 1996, puis présenté aux cabinets ministériels le 27 juin 1996.

L'évaluation porte sur l'ensemble des trois axes de recherche définis par la loi.

II - CONSTAT GENERAL -

Les sites

L'année 1996 a été celle du premier rendez-vous prévu par le calendrier de l'ANDRA. Après avis de la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) du 10 avril 1996, le Conseil des Ministres a autorisé l'ANDRA, le 13 mai 1996, à déposer les Demandes

La Commission a examiné l'ensemble des dossiers techniques et la synthèse des critères établis par l'ANDRA pour chaque site et a évalué l'ensemble des travaux réalisés sur les trois sites candidats à l'implantation d'un laboratoire souterrain. Elle souligne à cette occasion l'importance des travaux de reconnaissance géologique qui ont été réalisés par l'ANDRA, en accord avec le calendrier fixé.

Au stade actuel des travaux, la Commission estime que le site de l'Est du Bassin Parisien satisfait les critères recherchés pour l'implantation d'un laboratoire souterrain. Les travaux nécessaires réalisables à partir de la surface ont été exécutés et interprétés par l'ANDRA de façon satisfaisante : les résultats sont positifs. La Commission recommande donc l'implantation d'un laboratoire souterrain sur ce site.

Les deux autres sites, Vienne et Gard, dont la géologie est plus complexe, posent des problèmes dont la solution peut-être obtenue, d'abord par des mesures complémentaires à partir de la surface ou des modélisations, puis éventuellement par la réalisation d'un laboratoire souterrain. La Commission ne pourrait émettre un avis sur un choix éventuel entre ces deux derniers sites qu'après avoir pris connaissance des résultats des études complémentaires réalisables à partir de la surface.

Dans le cas où les données complémentaires recueillies par l'ANDRA sur le site de la Chapelle Bâton dans la Vienne ne permettraient pas de donner un avis scientifique favorable pour l'autorisation d'implantation et d'exploitation d'un laboratoire souterrain sur ce site, la Commission recommande que les conséquences de l'éventuel abandon du site granitique soit évalué auegard des stratégies qui seront retenues (éventualité de stockage en l'état des combustibles irradiés, réversibilité à 50 ou 100 ans...). Certaines difficultés pourraient être levées si le granite était affleurant en surface (absence d'aquifères dans le recouvrement sédimentaire, meilleure connaissance de la cartographie du toit des roches cristallines).

La Commission souhaite que l'ANDRA réalise les mesures complémentaires et les modélisations selon les recommandations qui lui ont été soumises.

Stratégie

A la suite à la lettre ministérielle du 27 décembre 1995, confirmant la mission de pilote de l'ANDRA (axe 2) et du CEA (axes 1 et 3) et leur demandant d'établir un plan programme qui prenne en compte les recommandations scientifiques du premier rapport de la Commission Nationale d'Evaluation, un plan-programme, établi par les acteurs de la loi et couvrant la période 1996-2006, a bien été présenté à la Commission.

La Commission considère que ce programme, s'il satisfait à la demande de cohérence à l'intérieur d'un axe et entre les axes de la loi, ne recouvre pas la demande concernant la stratégie globale qu'il était demandé de définir. Celle-ci ne saurait se résumer à une structure de coordination et à un calendrier. En conséquence, la Commission réitère fortement sa recommandation du rapport n° 1 sur la nécessité d'élaborer un plan stratégique. A cet égard, elle recommande particulièrement la mise en place dès 1996, d'une instance de réflexion stratégique globale de la recherche réunissant tous les acteurs de la loi¹, y compris les opérateurs industriels, et prenant en compte tous les objectifs de la loi ; elle souhaite également que tous les niveaux de coordination soient mis en place le plus tôt possible, et que l'on continue de clarifier leurs missions ainsi que celles des groupes de recherche associés.

La Commission constate par ailleurs que le programme présenté par les acteurs de la loi ne couvre pas clairement tous les objectifs de la loi mais qu'il est orienté principalement *"sur les besoins exprimés par les producteurs"*. Sans nier l'importance du transfert industriel de la recherche, qu'elle considère comme tout à fait essentiel, la Commission estime :

- que ces recherches doivent fidèlement répondre à l'esprit de la loi,
- que la couverture de la totalité du domaine scientifique prévu par la loi soit assurée.

¹ CEA-ANDRA-CNRS-EDF-COGEMA-FRAMATOME en accord avec les pouvoirs publics.

L'acceptation politique et sociale de l'implantation des laboratoires souterrains ne pourrait être considérée comme définitivement acquise si le "contrat" de la loi n'était pas rempli.

La Commission a eu connaissance de nombreux documents établis par les acteurs impliqués dans les recherches couvrant les trois axes de la loi ; ces documents sont bien structurés et présentent quelquefois des programmes ambitieux. La Commission recommande toutefois aux acteurs de la loi de donner des informations sur le nombre de personnes engagées dans les programmes et sur les budgets dont elles bénéficient, et d'indiquer aussi les éventuelles difficultés à conduire ces programmes, en particulier au regard du respect du calendrier prévisionnel.

La Commission encourage, par ailleurs, la publication des résultats des recherches scientifiques dont certaines se situent à haut niveau, dans les revues et journaux internationaux appropriés.

III - RECOMMANDATIONS SUR LA GESTION DES DECHETS

Après la présentation par EDF des flux de matières dans le cycle du combustible et la publication de ces informations dans le rapport de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, dont Monsieur BATAILLE est l'auteur (20 mars 1996), la Commission recommande que EDF indique les solutions qu'elle envisage de mettre en oeuvre pour l'entreposage longue durée des combustibles actuellement non retraités ainsi que les efforts de recherche afférents à l'entreposage et au conditionnement ; elle s'interroge aussi sur l'avenir qui sera réservé à ces combustibles entreposés pour de longues durées.

Concernant le recyclage du plutonium, la Commission constate quelques différences de point de vue entre la COGEMA et EDF. Elle souhaite être éclairée sur les possibilités du recyclage et les contraintes de toute nature que cela entraînerait, particulièrement en matière de gestion des déchets de haute activité et à vie longue. Elle souhaite également connaître les caractéristiques et les statuts des uraniums issus du retraitement et de leur recyclage éventuel.

La Commission insiste pour que les trois composantes : séparation - transmutation - conditionnement (des éléments séparés) ne soient pas traitées indépendamment mais bien dans le cadre de deux stratégies séparation-transmutation (S-T) et séparation-conditionnement (S-C).

Concernant l'incinération des actinides mineurs, la Commission recommande que la faisabilité puisse être établie à partir des réacteurs du parc actuel composé de réacteurs à eau sous pression.

IV - RECOMMANDATIONS POUR LES AXES DE RECHERCHE DE LA LOI

Axe 1 : Séparation-transmutation

La Commission prend acte des réponses positives apportées par le CEA et EDF aux demandes qu'elle a formulées sur les scénarios de recyclage du plutonium. Elle recommande toutefois que des évaluations approfondies lui soient présentées pour le parc actuel ainsi que pour le projet de réacteur européen EPR, (European Pressurized Reactor) en y incluant les études de sensibilité et en tenant compte des possibilités industrielles et des contraintes de sûreté.

En matière de recherche innovante, elle prend acte de l'initiative commune CEA-CNRS-EDF qui a abouti à la création du Groupement de Recherche pour la Gestion des Déchets par les Options Nouvelles (GEDEON).

L'évaluation préliminaire par la Commission scientifique chargée d'évaluer les capacités de Superphénix comme outil de recherche, créée le 11 septembre 1995 et présidée par le Professeur Raimond CASTAING, a été présentée à la Commission ; la conclusion importante de cette Commission est le souhait que les connaissances recherchées ne soient pas limitées à un seul objectif de qualification de ce réacteur particulier mais qu'elles puissent, dans la

mesure du possible, avoir une portée plus générale. Cette Commission a remis son rapport aux ministres à la fin du mois de juin 1996.

Concernant les études de séparation, la Commission rappelle toute l'importance qu'elle attache à la hiérarchisation des radionucléides et aux stratégies de Séparation-Transmutation et de Séparation-Conditionnement. Elle a noté avec intérêt les progrès obtenus dans les études de séparation des actinides, procédé DIAMEX, et de la séparation de l'américium selon les voies prometteuses du procédé SESAME. Elle souhaite que les équipes de recherche travaillant dans ces domaines puissent disposer rapidement des installations de ATALANTE. D'une façon générale, la Commission encourage le CEA à poursuivre les recherches séparatives en chimie de façon volontariste et coordonnée entre les recherches fondamentales et opérationnelles, voire prospectives, c'est-à-dire fondées sur la modélisation.

Axe 2 : stockage géologique profond

La diversité des recherches concernant cet axe, dont certaines nécessitent de longues expériences, impliquent une unité de programmation, de coordination et d'encadrement. A cet égard, le projet "champ proche", dont la Commission reconnaît l'importance, doit être le lieu de convergence de résultats et le stimulateur de futures recherches. La Commission recommande que ce projet soit bien structuré au niveau décisionnel.

La Commission souhaite que l'ANDRA lui présente les programmes de recherche qu'elle entend mettre en oeuvre dans les laboratoires souterrains. Elle souhaite également que les données spécifiques à ces sites sur la géochimie, l'hydrologie, la mécanique et les voies de transferts soient collectées en cohérence avec les paramètres apparaissant les plus sensibles lors des analyses de sûreté préliminaires de ces sites.

Enfin, concernant l'impact radiologique éventuel de stockage sur les sites et en liaison avec les études méthodologiques, il y a lieu de poursuivre et développer les travaux sur la solubilité et la rétention des radionucléides à vie longue, en particulier l'iode et le césium, afin de préciser les objectifs à atteindre pour les conditionnements, la barrière ouvragée et les performances de la barrière géologique.

Concernant les analyses de sûreté, la Commission a noté les études préliminaires de l'ANDRA ; elle renouvelle néanmoins sa recommandation du premier rapport quant à la nécessité et l'importance des études de sûreté intégrées tenant compte des données propres à chaque site dans un concept de stockage donné. Elle considère que le rôle de l'IPSN soit précisé dans la stratégie des recherches inscrites dans la loi et que ce rôle apparaisse dans le plan-programme.

Axe 3 : Conditionnements et entreposages

En premier lieu, il importe que l'ANDRA puisse établir d'ici la fin de 1996 des spécifications préliminaires pour les colis devant aller au stockage.

Concernant les conditionnements, la Commission note les progrès importants qui ont été réalisés dans les études sur le comportement à long terme des matrices actuellement utilisées.

Pour la matrice verre, la Commission recommande de conforter la modélisation prospective de son altération par lixiviation (code PREDIVER) en particulier par la mesure de la diffusion du silicium dans le gel. Elle recommande aussi de veiller à ce que soit conservée la disponibilité des équipes travaillant sur le devenir à long terme des verres nucléaires.

Pour les liants hydrauliques, les études sur des matériaux à base de poudres réactives ont bien été développées et doivent être poursuivies.

Pour le bitume, les études concernant le long terme ont progressé et doivent être également poursuivies.

Les études, conduites sur les matrices nouvelles, doivent être maintenues à un haut niveau et être intégrées dans la stratégie séparation-conditionnement.

Dans le secteur des matériaux métalliques pouvant servir pour la fabrication de conteneurs, les recherches devraient être plus soutenues et mieux intégrées dans l'axe 3.

Dans le domaine de la lixiviation des combustibles usés, la Commission souhaite qu'un état des connaissances et acquis lui soit présenté dès que possible.

Pour ce qui concerne la reprise des boues anciennes, la Commission recommande d'examiner tout procédé innovant visant à rester cohérent avec les orientations de la loi et favoriser la tenue à long terme.

Les réflexions sur les entreposages ont débuté. La Commission soutient l'extension des études entreprises sur l'entreposage de longue durée.

Elle souhaite être rapidement informée sur l'état des réflexions et le programme pour le stockage direct des combustibles.

INTRODUCTION

Créée par l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991, la Commission Nationale d'Evaluation a été mise en place par les ministres de l'industrie, de l'environnement et de la recherche en avril 1994. Publié le 27 juin 1995, le premier rapport de la Commission a eu pour objectifs d'effectuer en premier lieu une évaluation d'ensemble à partir des bilans des organismes de recherche établis pour les années 1993 et 1994 et, de l'audition de ces organismes ; en second lieu de présenter ses conclusions et ses recommandations à partir de ces éléments.

L'épine dorsale de ce premier rapport était constitué par la recommandation forte *"sur la nécessité d'une coordination scientifique et technique de tous les acteurs, qui assure que l'ensemble des domaines constituant les axes de recherches de la loi sont traités de manière cohérente et ouverte, et que les cahiers des charges des travaux et calendriers sont bien compatibles entre eux et avec le délai de 15 ans fixé par la loi du 30 décembre 1991"*.

Cette nécessité de coordination et de stratégie a reçu l'approbation des ministres de tutelle, qui, le 27 décembre 1995, adressaient au CEA et à l'ANDRA les directives pour établir un plan programme prenant en compte les recommandations scientifiques de la Commission.

L'accueil fait à la Commission Nationale d'Evaluation par les acteurs de la loi a été évoqué dans le rapport de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques présenté au Parlement le 20 mars 1996, sur "l'évolution de la recherche sur la gestion des déchets nucléaires à haute activité". (Rapporteur Monsieur le député, Christian BATAILLE). On peut y noter en particulier les phrases suivantes :

- *"au cours des auditions, nous avons pu constater que l'intervention de la Commission Nationale d'Evaluation avait été parfaitement acceptée et, que les chercheurs se félicitaient même d'avoir ainsi la possibilité de faire, à intervalles réguliers, le point sur leurs travaux"*.
- *"la Commission Nationale d'Evaluation constitue, il faut l'espérer, le premier exemple d'une expertise indépendante permettant aux populations concernées par une mesure, de disposer d'une information qui ne pourra être suspectée"*.

Par ailleurs, les conseils généraux et les commissions locales d'information, par l'invitation des membres de la Commission aux diverses séances, ont manifesté un grand intérêt pour le contenu du premier rapport d'évaluation.

Ces citations et ces constats résument bien les conditions dans lesquelles, la Commission souhaite remplir la mission qui lui est confiée par la loi du 30 décembre 1991, c'est-à-dire :

- assurer le lien entre tous les chercheurs et leur permettre d'exposer leurs travaux ;
- concourir à une expertise fondée sur la diversité des opinions et des compétences de ses Membres et l'indépendance vis-à-vis du public autant que des décideurs politiques ;
- assurer une information du public et plus particulièrement des instances locales des sites concernés par les recherches pour les laboratoires de stockage souterrain, instances créées, elles aussi, par la loi du 30 décembre 1991 ;
- établir un lien entre les experts techniques et les responsables politiques.

C'est dans ce cadre que la Commission Nationale d'Evaluation a poursuivi ses travaux, a évalué les recherches effectuées pour les trois axes de la loi du 30 décembre 1991, et rédigé le rapport et les recommandations formulées dans celui-ci et unanimement approuvées par ses Membres.

Durant la période 1995-1996, après avoir poursuivi les auditions des organismes de recherche, y compris les sous-traitants de l'ANDRA, le constat général fait apparaître deux points saillants :

1. l'année 1996 est un premier rendez-vous important dans le calendrier de la loi, pour la décision du dépôt et de l'instruction des "Demandes d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation des Laboratoires Souterrains (DAIE). Après avis de la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) du 10 avril 1996, le Conseil des ministres, le 13 mai 1996, a autorisé l'ANDRA à déposer ces dossiers pour les trois sites.

La Commission Nationale d'Evaluation a, au cours du Comité à l'énergie atomique du 11 avril, rendu sa première évaluation en ces termes :

"La Commission estime que le site de l'Est du Bassin Parisien satisfait les critères recherchés pour l'implantation d'un laboratoire souterrain.... Les deux autres sites, Vienne et Gard, dont la géologie est plus complexe posent des problèmes dont la solution peut être obtenue, d'abord, par des mesures complémentaires à partir de la surface ou des modélisation, puis, par réalisation d'un laboratoire souterrain... Après avoir pris connaissance des éléments favorables acquis et des difficultés à prendre en compte, la Commission n'émet pas d'objection à l'éventuelle présentation, par l'ANDRA, d'une demande d'autorisation et d'implantation visant les deux autres sites (Vienne et Gard), pour autant qu'elle n'entraîne aucun retard dans les travaux sur le site de l'Est, dont la réalisation est prioritaire, compte tenu de la plus grande simplicité géologique qu'il offre".

2. Suite à la lettre ministérielle du 27 décembre 1995, les deux pilotes des axes de recherche (CEA et ANDRA) ont présenté le 28 mai 1996, le plan programme 1996-2006.

A la suite présentation du programme, la Commission considère que la directive ministérielle a été suivie d'un plein effet pour chacun des trois axes de recherche de la loi, mais que la stratégie globale demande encore à être précisée. Elle réitère fortement sa recommandation du rapport n° 1 et plus particulièrement la mise en place dès 1996, d'une instance de réflexion stratégique globale de la recherche réunissant tous les acteurs de la loi y compris les opérateurs industriels et prenant en compte les objectifs de la loi ; elle incite également tous les niveaux de coordination, à se mettre en place le plus tôt possible, à clarifier leurs missions ainsi que celles des groupes de recherche associés.

CHAPITRE 1

ACTIVITES DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

1.1 Bilan relatif au rapport n° 1

Le rapport n° 1 a été transmis aux ministères (industrie, environnement et recherche) le 25 juin 1995. Il a été présenté le 27 juin par les membres de la Commission successivement aux cabinets ministériels, à l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques, aux acteurs de la loi et à la presse. Par la suite le secrétariat scientifique de la Commission s'est chargé de la diffusion du document aux commissions locales d'information, aux organismes de recherche nationaux et internationaux et il a répondu à toutes les demandes individuelles. Environ 1300 exemplaires ont ainsi été diffusés ; par ailleurs une centaine d'exemplaires en langue japonaise ont été envoyés à divers correspondants.

Le résumé et les principales conclusions du rapport n° 1 ont fait l'objet d'une large diffusion auprès de la presse et des organismes internationaux (200 exemplaires environ). Au cours des mois de septembre et octobre, le président de la Commission, accompagné du secrétaire scientifique, a recueilli auprès des acteurs principaux de la loi (ANDRA, CEA, IN2P3, EDF, COGEMA) les avis et réactions suite à la publication de ce premier rapport. Ils ont tous été unanimes pour conclure à la nécessité de la mise en place d'un plan stratégique et d'une coordination scientifique et technique. Par la lettre ministérielle du 27 décembre 1995, les ministères de tutelle ont demandé au CEA et à l'ANDRA d'établir la stratégie et le plan-programme, objet de la recommandation de base de la Commission. Le programme a été transmis aux ministres le 15 mai 1996 par les deux organismes pilotes.

En mars 1996, à la demande de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, les membres de la Commission ont représenté le bilan et les principales recommandations du premier rapport aux députés et sénateurs de l'Office avant la publication de leurs conclusions au parlement.

Afin de suivre de façon systématique les principales recommandations, le secrétariat scientifique de la Commission a créé une fiche de suivi que les organismes de recherche ont adressé à la Commission fin avril après avoir renseigné les diverses rubriques. Le chapitre 2 de ce rapport dresse le bilan global de l'état d'avancement. Quelques fiches de synthèse font l'objet de l'annexe 6.

1.2 Activités de la Commission en 1995-1996

Outre les auditions scientifiques et techniques, la Commission a également entrepris des actions d'information et de communication.

1.2.1 Auditions scientifiques de la Commission

La Commission, en raison du calendrier prévu par la loi, a consacré plusieurs séances d'audition aux travaux exécutés sur les trois sites susceptibles d'être retenus pour l'implantation d'un laboratoire souterrain. Un premier bilan a été fourni par l'ANDRA lors de l'audition de ses sous-traitants puis plus spécifiquement avant la remise au gouvernement au mois d'avril du bilan des recherches.

Les dates et les thèmes des auditions sont rassemblés ci-dessous :

3 Octobre :	audition des sous-traitants de l'ANDRA
8 Novembre :	démarche de sûreté de l'ANDRA
10 Janvier :	barrières et colis (ANDRA)
8 Février :	multirecyclage du plutonium -incinération des actinides mineurs (CEA-EDF)
6 Mars :	entreposage (CEA)
18 Mars :	visite à la carothèque de l'ANDRA
21 Mars :	critères de choix des sites de l'ANDRA
4 Avril :	DSIN-IPSN (programme EVEREST*)
9 Mai :	axe 1 : séparation chimique (CEA) - Commission CASTAING*
28 Mai :	plan-programme 1996-2006 (acteurs de la loi)

La Commission a, en outre, consacré sept séances à la rédaction du rapport n°2.

1.2.2 Actions d'information et de communication

Plusieurs membres de la Commission ont participé le 13 septembre 1995 à la visite du laboratoire souterrain de Mol. Outre les exposés très documentés de l'ONDRAF* et du SCK Mol* en Belgique, la Commission a été informée par l'ANDRA des expériences réalisées en collaboration sur ce site (CACTUS*, BACCHUS*, ARCHIMEDE*, PHEBUS*).

Le président, accompagné de plusieurs membres de la Commission, a présenté aux membres des commissions locales d'information les principales conclusions du premier rapport et répondu aux nombreuses questions posées.

Les visites se sont déroulées selon le calendrier suivant :

05/12- Vienne

14/12- Gard

06/02- Meuse

29/02- Haute-Marne

En outre, le secrétaire scientifique et quelques membres ont présenté les travaux de la Commission au conseil général de Haute-Marne le 28 octobre.

De plus, le secrétariat scientifique a préparé à partir du mois de mars, l'organisation de la journée du 1er juillet 1996, date retenue pour la présentation du rapport n° 2 à l'ensemble des membres des commissions locales d'information.

Enfin, le président de la Commission et le secrétaire scientifique ont eu de nombreux contacts avec les acteurs de la loi (cabinets ministériels, Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques, Mission d'observation et de conseil sur l'implantation de laboratoires de recherche souterrains, organismes de recherches).

* Termes définis dans le glossaire

1.3 Modification de la composition de la Commission

Pour des raisons professionnelles et des contraintes liées à ses nouvelles fonctions, Monsieur Dominique DUCASSOU, professeur de médecine nucléaire au CHU de Bordeaux-Pessac, a adressé sa démission à Monsieur le ministre de l'industrie et à Monsieur le président, Bernard TISSOT le 7 décembre 1995. La Commission souhaite que le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire (CSSIN), pourvoie au remplacement de Monsieur le professeur DUCASSOU, en proposant au Gouvernement une nouvelle candidature d'une personnalité qualifiée.

CHAPITRE 2

SUIVI DES RECOMMANDATIONS DU PREMIER RAPPORT DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

Dans son rapport d'évaluation n°1 de Juin 1995, la Commission Nationale d'Evaluation a émis un certain nombre de recommandations.

Afin d'en assurer le suivi, elle a mis au point un système de classification en rubriques et de fiches spécifiques qui ont été fournies à l'ANDRA et au CEA, organismes pilotes des recherches conduites sur les trois axes de la loi. Les fiches, après avoir été complétées, ont été renvoyées à la Commission qui peut aujourd'hui en tirer le bilan sur l'évolution, depuis son précédent rapport, des recherches sur la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue.

Les recommandations émises par la Commission couvraient deux grands domaines. La ou les **stratégies générales** visées par les recherches et leur coordination et des **sujets scientifiques et techniques** plus spécifiques.

2.1 Stratégie et coordination générales

En ce qui concerne ces points, la Commission avait fortement souligné la nécessité de coordinations scientifiques et techniques de tous les acteurs pour assurer la cohérence du traitement des trois axes de recherche et la compatibilité des calendriers entre eux et avec les délais fixés par la loi.

En réponse à cette demande de la Commission, l'ANDRA et le CEA ont présenté, consécutivement à la demande ministérielle du 27 décembre 1995, un plan programme couvrant les recherches qui seront menées de 1996 à 2006.

Dans ce plan, il existe trois niveaux de coordination. Le premier niveau est celui de la coordination stratégique qui réunit l'ensemble des acteurs des recherches sur chacun des trois

axes et les producteurs de déchets. Les objectifs de cette coordination sont l'adéquation des travaux de recherche et développement avec les besoins industriels et, la recherche, d'indicateurs permettant de comparer différentes solutions, et enfin la cohérence des objectifs et calendriers.

Les autres niveaux sont ceux de la coordination scientifique. Celle-ci s'effectue d'une part, entre les trois axes, et, d'autre part au sein de chacun des axes. Entre les trois axes, la coordination réunit les principaux producteurs de déchets et les deux pilotes de la recherche, le CEA pour les axes 1 et 3, l'ANDRA pour l'axe 2. A l'intérieur de chacun des axes, la coordination est établie entre le pilote de la recherche (CEA ou ANDRA) et ses partenaires ou sous-traitants. A chaque axe est associé un conseil scientifique ou son équivalent, des groupements de recherche avec le CNRS et des groupes de travail traitant de thèmes particuliers notamment pour la réalisation de synthèses destinées à mettre en lumière des besoins particuliers de recherche et développement.

A la suite de la présentation de ce plan programme, la Commission :

- a estimé que l'adéquation industrielle n'était pas le seul objectif des recherches inscrites dans la loi, mais qu'il existait aussi dans celle-ci des aspects spécifiques d'exploration de solutions, pour aboutir en 2006 à la définition d'une stratégie de gestion des déchets acceptable par le public et le pouvoir législatif, qui devraient impérativement être prises en compte. La Commission regrette que cette stratégie générale ne lui ait pas été présentée. La Commission a pour mission d'aider à faire avancer et à affiner la réflexion stratégique que doivent mener les organismes concernés. Elle souhaite vivement pouvoir disposer d'un document clair, établi par tous les acteurs et approuvé par les pouvoirs publics, dans les meilleurs délais et de toute façon avant l'édition de son prochain rapport.
- s'est interrogée sur les modalités de financement des recherches et plus particulièrement sur la nature des liens financiers qui existent entre les différents acteurs, CEA, ANDRA, CNRS, COGEMA, EDF, FRAMATOME, et autres. Elle souhaite avoir une présentation détaillée sur ce thème.

Un autre aspect important des recommandations de la Commission est celui des contraintes nécessaires pour respecter le calendrier prévu par la loi. A cet égard, la Commission avait demandé que soit développé un programme comportant la tenue à jour des inventaires de

déchets B et C afin de pouvoir affiner les prévisions pour les trente prochaines années. L'ANDRA et le CEA ont pris en compte cette recommandation.

En parallèle, la Commission avait estimé que le respect du calendrier défini par l'ANDRA serait difficile à tenir et avait demandé d'être informée du déroulement du programme de recherches sur les sites pour l'implantation des laboratoires souterrains, ainsi que de l'incidence d'éventuels aléas sur le calendrier des travaux.

La Commission a pris acte du fait que l'ANDRA avait respecté le calendrier prévu pour 1996 et que seraient successivement déposés les dossiers de Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation (DAIE.) de chacun des sites, conformément à l'avis de la DSIN et à l'évaluation fournie par la Commission lors de la réunion du Comité de l'énergie atomique du 11 Avril 1996.

2.2 Stratégies et recommandations spécifiques

En plus de la demande de définition d'une stratégie générale, la Commission avait recommandé que soient élaborées des stratégies plus spécifiques pour chacun des trois axes.

Au niveau de **l'axe 1**, la Commission avait demandé que lui soit présentés les programmes de recherche du CEA sur la séparation des actinides mineurs et de certains produits de fission. Les programmes devaient être accompagnés d'une hiérarchisation des radionucléides considérés, d'une fixation d'objectifs quantifiés et de calendriers précis.

Le CEA a répondu à la demande et a présenté ses programmes de recherche permettant de minimiser les déchets de retraitement et de séparer les actinides mineurs. Toutefois, le calendrier des recherches devra être affiné lors de la mise à jour du plan-programme.

Pour ce qui concerne l'incinération des actinides, la Commission avait émis une recommandation comparable. En plus de la présentation des programmes de recherche du CEA, la Commission a noté avec satisfaction la création du groupement de recherche GEDEON (CEA, CNRS et EDF) pour étudier des options innovantes à long terme.

Pour ce qui concerne l'axe 2, la Commission avait recommandé qu'un effort important soit porté sur la définition des dates clefs de l'évolution des stockages, telles que les durées de tenue des conteneurs, des barrières ouvragées ou le temps à partir duquel la réversibilité deviendrait problématique.

Les études ont été programmées par l'ANDRA ; elles ont débuté et un calendrier des différentes étapes a été établi.

Pour l'axe 3, la Commission avait recommandé que l'effort soit plus spécialement orienté vers les études permettant le conditionnement des déchets ainsi que sur les problèmes spécifiques des entreposages de longue durée.

Les fiches de suivi du CEA montrent que ces recommandations, prises en compte, en sont à leur début. La Commission attend, comme il est indiqué dans le plan-programme, les éléments techniques et les calendriers pour l'entreposage et le stockage direct.

Au-delà de ces recommandations visant à clarifier et préciser les stratégies et la coordination des recherches, la Commission avait aussi recommandé que soient fixés des objectifs limités plus spécifiques, à l'intérieur des programmes de recherche.

Les fiches de suivi, de qualité inégale, ont montré que certaines de ces recommandations avaient été intégrées dans les programmes de recherche et que, pour d'autres, l'effort restait à faire (voir annexe 6).

Enfin les dernières recommandations portaient sur les collaborations internationales, le rôle de l'IPSN et les études sociologiques. Sur les deux premiers points, la Commission a obtenu les réponses qu'elle attendait. Par contre, le dernier sujet n'a visiblement pas été abordé.

La Commission a, dans l'ensemble, apprécié la façon dont les différents acteurs ont suivi ses recommandations.

Afin de faciliter le suivi, à plus long terme, elle envisage de modifier l'organisation et la structure des fiches qu'elle adressera en 1996 au CEA et à l'ANDRA, en se basant sur les fiches programmes et les calendriers des organismes.

CHAPITRE 3

ETAT DES LIEUX DES DECHETS

3.1 Amélioration de l'inventaire des déchets

Il est nécessaire de connaître l'inventaire des déchets et des colis auxquels il conduiront, pour faire évoluer le concept de stockage au regard d'un éventuel site.

Pour ce qui concerne les déchets anciens entreposés la situation n'a pas changé par rapport à l'an dernier. On ne sait pas encore très bien quels seront les conditionnements finaux retenus et à combien de colis conditionnés ils donneront naissance, mais leur volume sera significatif. Rappelons qu'il existe environ 40 000 m³ de déchets anciens ne pouvant aller en stockage de surface dont 21 000 m³ en vrac et 15 000 m³ conditionnés, la différence étant due à des déchets placés en conteneurs d'attente. Leur localisation est indiquée dans *"l'Inventaire national des déchets en France"* publié par l'ANDRA au titre de sa mission "observatoire".

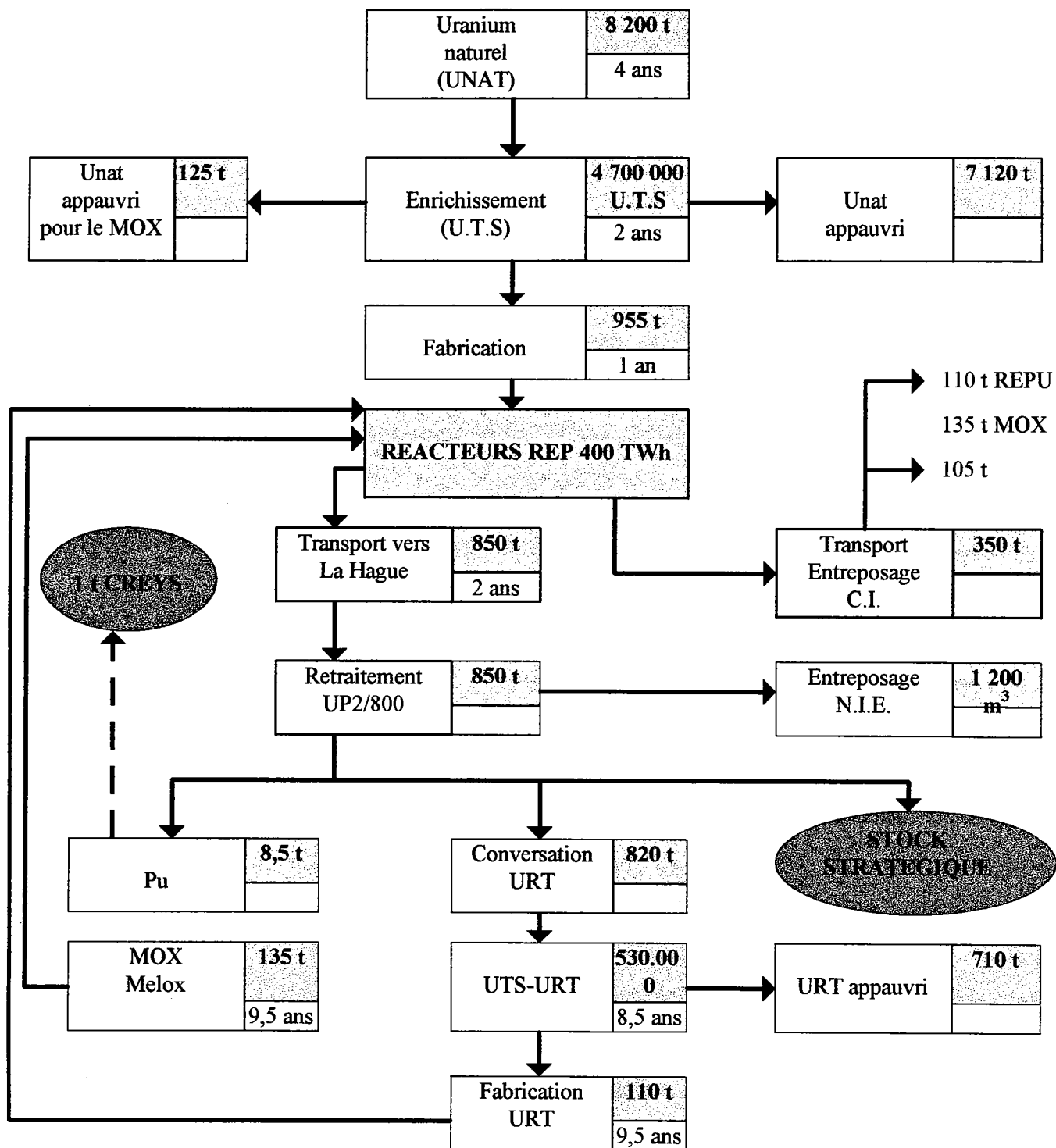
En revanche l'inventaire des déchets B et C conditionnés selon des spécifications agréées pour l'entreposage, tel qu'il pourrait se présenter en 2020 peut être précisé parce que l'EDF a annoncé, comme la Commission le demandait, ses intentions quant aux quantités de combustibles usés qu'elle souhaite retraiter. La politique de l'EDF est d'assurer l'égalité des flux de plutonium entre celui nécessaire pour fabriquer les combustibles MOX devant aller progressivement dans 18 réacteurs de 900 MWe et celui provenant du retraitement à La Hague (UP₂ 800) des combustibles usés. Ainsi, à partir de l'an 2000, pour assurer une production de 400 TWhé seulement 850 tonnes seront retraitées sur les 1 200 tonnes déchargées annuellement des réacteurs. Les 350 tonnes de métal lourd non retraités comprenant, des combustibles UOX (oxyde d'uranium) à hauteur de 215 tonnes de métal lourd et des MOX (oxydes d'uranium et de plutonium) à hauteur de 135 tonnes, iront en entreposage pour constituer un éventuel stock de plutonium (cf figure n°1). L'alimentation en plutonium des réacteurs rapides (Superphénix en particulier) n'est pas incluse dans ces données. Le devenir final de ces combustibles n'est pas connu, ils pourraient être retraités en différé ou considérés de fait comme des déchets, et aller au stockage géologique.

D'autres prévisions ont été apportées concernant les déchets B de l'EDF. Aucun déchet B de démantèlement des centrales n'apparaîtrait avant 2020. Le volume de ce type de déchet reste toutefois à évaluer pour le dimensionnement du stockage définitif.

FIGURE 1

LES FLUX DANS LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE

Pour une production annuelle de 400 TWhé



Etape du Cycle	Flux de matière URT	
	Date de l'opération avant chargement ou après déchargement du réacteur	

* dans une hypothèse favorable de conditionnement pour entreposage à long terme, les 850 t d'assemblages irradiés occuperaient 1 700 m³.

** Pour les besoins de la présentation, on a retenu un flux de retraitement saturant la capacité nominale d'UP2 et l'égalité des flux de retraitement/MOX/URT sans prendre en compte les besoins de Creys.

Légende de la figure EDF

Ce flux de matière est le flux annuel nécessaire, pour entretenir par le parc de réacteurs EDF, la fourniture de 400 TWhé (34 unités 900 MWe, 20 de 1 300 MWe puis 4 de 1 400 MWe). Il est exprimé en tonne de Métal Lourd (uranium et plutonium). Les dates de ce tableau ont pour origine, celle du chargement pour les opérations situées en amont du réacteur et celle du déchargement pour les opérations situées en aval. On voit apparaître outre l'uranium naturel (UNAT*) :

- l'uranium de retraitement (URT*) est celui qui est récupéré des combustibles usés. Il doit être réenrichi pour être utilisé à la fabrication de nouveaux combustibles UOX appelés REP-UOX qui, déchargés, (110 t REPu), ne seraient pas retraités car ils donneraient un URT de deuxième génération plus difficile à enrichir que le premier à cause de la présence de l'uranium 236. Le réenrichissement qui produit l'URE* de première génération à lieu à l'étranger. Il donne de l'uranium de retraitement appauvri,
- l'uranium naturel appauvri et l'uranium de retraitement appauvri, qui constituent des qualités d'uranium sans emploi (7 830 t),
- on voit également que les 135 t de MOX* préparés avec une partie de l'Unat appauvri ne seront pas retraités et qu'enfin, 105 t de combustible standard UOX iront aussi en entreposage. Cela constitue une réserve de plutonium alimentée par un flux de 350 t par an de combustibles usés.

Un stock stratégique de plutonium pourrait éventuellement être constitué à partir de ces 105 t de combustible standard UOX.

On voit finalement qu'un cycle, c'est à dire le retour du plutonium au réacteur demande une dizaine d'années.

* termes définis dans le glossaire

Pour ce qui concerne le retraitement, le tableau indique que les déchets B et C entreposés sont Non Immédiatement Evacuables (NIE*). Leur devenir fait l'objet des recherches entreprises dans le cadre de la loi.

Comme il est estimé dans l'annexe 3, en 2020, les ordres de grandeur des volumes ou quantités de déchets de haute activité et à vie longue seraient de 3 900 m³ de colis actuels de verres nucléaires et de 80 000 m³ de déchets B (ces valeurs sont en diminution par rapport à celles qui étaient prévues en 1995). Par ailleurs, 7 600 tonnes de combustibles UOX usés et 3 250 tonnes de MOX usés seraient entreposées, en plus d'une centaine de tonnes de combustibles CEA en provenance des réacteurs de recherche ou de propulsion navale, c'est-à-dire des volumes moindres que ceux qui étaient prévus initialement en 1995. Ces prévisions globales dépendent évidemment de la stratégie suivie par l'EDF. La figure 1, présentée par EDF, mériterait d'être précisée sur plusieurs points, par exemple, les durées d'irradiation, les niveaux d'enrichissement ...

Pour ce qui concerne certains déchets particuliers, combustibles expérimentaux, combustibles de propulsion navale, barres de graphite, filtres à iode, etc... dont il était fait état dans le rapport précédent les inventaires sont en cours. La situation concernant les déchets tritiés mixtes (inventaire, mesures, entreposage) s'est clarifiée. La Commission auditionnera ultérieurement les producteurs de ces déchets.

3.2 Caractéristiques et spécifications des déchets

Sur ces points, la Commission n'a pas vraiment recueilli de renseignements complémentaires.

Le nombre de colis mais aussi leurs caractéristiques sont les points importants à connaître pour le concept de stockage.

* termes définis dans le glossaire

Les caractéristiques des déchets B de retraitement vont évoluer comme on le sait en raison de la "réduction des volumes" par incinération, évaporation, calcination, compactage qui constitue une partie des recherches de l'axe 1 appelé "PURETEX". Cela pourrait aussi conduire à des évolutions importantes des nombres de colis entreposés qu'il faut suivre.

La Commission note que les méthodes pour caractériser les déchets B, c'est-à-dire, pour établir les inventaires des colis en radionucléides importants et les propriétés physico-chimiques des matrices se développent et considère que cela mérite d'être souligné.

La caractérisation des déchets anciens avance, mais peut-être un peu trop lentement au jugé de la Commission.

Un autre point important pour préparer les colis devant aller au stockage est celui de leur spécification. La spécification des colis consiste à établir la liste des caractéristiques (valeurs nominales et plages d'acceptation) que doivent satisfaire les colis en condition de stockage et les protocoles expérimentaux de caractérisation. La spécification d'un colis est nécessaire à son agrément qui implique sa prise en charge par l'ANDRA. Il en va de même pour un surconteneur. La spécification des colis est une affaire complexe. Elle n'est possible que si on dispose de renseignements assez précis sur le comportement à long terme des colis et sur les radionucléides qu'ils contiennent. D'un autre côté, il faut tenir compte de contraintes de la mesure des radionucléides en milieu industriel. Enfin, il faut définir leurs champs d'application : conditionnement, conteneur/surconteneur, caractéristiques générales.

Les données actuelles devraient permettre à l'ANDRA de proposer des spécifications provisoires pour fin 1996. Elles ne deviendront définitives que plus tard lorsque les études de comportement à long terme et les concepts de stockage seront affinés.

A cet égard, les prévisions de l'ANDRA sont annoncées pour fin 1997. Il est clair que pour la gestion des déchets C et surtout les déchets B, l'édition des spécifications sera une étape importante, que les producteurs attendent aussi bien pour le traitement, le conditionnement que pour l'entreposage de longue durée éventuel de ces déchets.

Les producteurs sont néanmoins tenus à respecter certaines règles de caractérisation des colis actuels pour leur entreposage, règles qui visent à assurer la sécurité d'exploitation.

3.3 Recommandations

La Commission constate que ses recommandations de 1995 concernant l'inventaire des déchets ont été pour la plupart examinées par les organismes auxquelles elles s'adressaient et certaines sont suivies d'effet. Elle les engage à poursuivre leur action pour les autres recommandations formulées dans le rapport n° 1 visant à tenir à jour l'état des lieux de déchets et leurs caractéristiques.

La mise à jour régulière des volumes et quantités de déchets C (verres nucléaires et éventuellement combustibles usés), ne pose pas de problèmes et l'inventaire des radionucléides qu'ils contiennent est connu, comme le sont leurs principales caractéristiques radiochimiques et physico-chimiques, à l'exception de quelques émetteurs particuliers important comme, ^{107}Pd , ^{99}Tc , ^{129}I ... dont il faudrait mieux préciser l'activité réelle.

En revanche, les caractéristiques radiochimiques pour les déchets B anciens (et futurs) sont moins précises, notamment pour ceux produits par le CEA, ou pour ceux entreposés en attente de conditionnement par COGEMA à Marcoule et à La Hague.

Les déchets B issus du retraitement, de l'exploitation des réacteurs, des usines du cycle ou de la recherche conduite en laboratoire ne renferment certes que quelques pourcents de l'activité mise en jeu dans chaque cas mais il faut s'en soucier en raison de leur diversité (nature physico-chimique, origine, conditionnement, nature des colis). Il est important de connaître ceux qui seront les plus difficiles à gérer.

La Commission recommande donc de porter une attention particulière aux déchets B et en particulier d'établir des bilans séparés (inventaires aussi complets que possible, nombre et volumes des colis, spécifications, etc...) pour :

— les déchets B anciens

- les coques et embouts cimentés et les futures coques compactées
- les bitumes, notamment ceux qui pourraient résulter de la résorption des boues en vrac,
- les déchets technologiques,
- les déchets d'incinération et les déchets divers de fusion
- les nouveaux déchets associés à l'axe Séparation-Transmutation

Concernant toutes ces classes de déchets, la Commission recommande, de compléter en priorité, les données sur les activités des radionucléides dont l'impact sur la dose aux exutoires d'un stockage est significatif comme cela a pu être mis en évidence dans les premiers exercices d'analyse de sûreté qui ont été présentés à la Commission : ^{129}I , ^{14}C , ^{79}Se , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{135}Cs ...

Pour ce qui concerne les matières nucléaires que constituent l'uranium appauvri et l'uranium appauvri de retraitement, la Commission souhaite en connaître les caractéristiques et le statut.

La Commission a bien compris qu'il y avait un retour itératif entre spécifications, mesure de l'inventaire des colis et acquisition des connaissances. Il convient de veiller cependant à ne pas entrer dans un cercle sans fin qui retarderait l'édition des spécifications.

A cet égard la Commission recommande à l'ANDRA de tenir les dates annoncées pour l'édition des spécifications préliminaires.

CHAPITRE 4

STRATEGIES GENERALES ET INTERNATIONALES

4.1 Introduction

Il n'est nul besoin d'être un spécialiste pour comprendre l'ampleur et la complexité du programme des recherches qui s'inscrivent dans les orientations définies par la loi du 30 décembre 1991. C'est ainsi, par exemple, que tel radionucléide aisément isolable ne se prêtera que très difficilement à la transmutation, tel autre dont la nocivité est significative ne pourra être isolé qu'aux prix de procédés compliqués, coûteux et conduisant à des détriments excessifs en générant, par exemple, des déchets secondaires gênants.

Par ailleurs, les choix à faire dans tous les secteurs de la production d'énergie nucléaire (réacteur, cycle) ont une incidence sur la quantité et les caractéristiques des déchets radioactifs produits. Il est donc essentiel qu'une vision d'ensemble soit conservée en permanence pour éviter un foisonnement de recherches coûteuses et permettre, au contraire, l'orientation des recherches dans des voies cohérentes pouvant mener à une application industrielle satisfaisant aux objectifs définis par la loi.

Cela étant, la mission des acteurs de la loi est de conduire en parallèle des recherches à large base et d'élaborer des systèmes pour la gestion des déchets, susceptibles d'apporter, au fil du temps, des améliorations significatives grâce à leur industrialisation. Cet effort de recherche mené en amont devrait privilégier la collaboration internationale et notamment européenne.

Il n'est pas inutile de rappeler sous une forme simplifiée les interrogations que sous-tendent la loi :

a) peut-on éviter les stockages souterrains ?

Aujourd'hui la réponse est non, d'où la nécessité et l'urgence de poursuivre les études s'inscrivant dans l'axe 2 de la loi (conception des stockages, qualification des milieux

géologiques pour la réalisation des laboratoires souterrains) et dans l'axe 3 (conditionnement, études de conteneurs pour les déchets et entreposage des colis).

b) peut-on diminuer l'inventaire radiologique des déchets à stocker ?

La réponse à ce jour est oui et plusieurs voies de recherche permettent d'y contribuer :

- les études à mener dans le cadre de l'axe 1 de la loi (séparation et transmutation) doivent permettre de dégager les performances raisonnablement accessibles pour atteindre cet objectif, tant dans le programme PURETEX* par réduction de l'inventaire des déchets B que dans le programme ACTINEX*, que la Commission a d'ailleurs demandé de compléter par le volet stratégique Séparation/Conditionnement (S-C).
- les études à mener et les choix à faire dans la conception des réacteurs nucléaires et de leurs combustibles. A titre d'exemple, la production d'actinides est considérablement réduite pour les réacteurs à rapport de modération accru (RMA).

c) peut-on encore réduire l'impact radiologique à long terme des stockages ?

La réponse à ce jour est également oui. L'ensemble des études conduites sur les trois axes de la loi peut contribuer à des améliorations pour atteindre cet objectif. Il s'agit d'identifier, parmi les radionucléides, ceux qui sont susceptibles de parvenir aux exutoires du stockage et d'estimer les doses qui seraient ainsi délivrées aux populations futures. A partir de ces données, les études doivent porter sur le retrait de certains radionucléides de l'inventaire et,

*termes définis dans le glossaire

pour d'autres sur la réduction du transfert de ces radionucléides vers les exutoires. Ceci implique des conditionnements spécifiques après séparation, des barrières ouvragées comportant une fonction chimique de retard, une conception des stockages et un choix des sites judicieux.

La stratégie générale de recherche doit s'articuler en permanence sur ces objectifs fondamentaux. Mais elle doit aussi nécessairement tenir compte de facteurs qui sont d'ordre politique, économique, industriel et bien évidemment technique.

Le contexte politique est clairement illustré, en amont ou en aval de la loi de 1991, par la mission accomplie par le médiateur, le député Christian BATAILLE. Il s'agit de démontrer, au terme de la loi, que l'on explore sérieusement toutes les possibilités techniques raisonnables pour diminuer la "nocivité" des stockages de déchets. L'acceptabilité des stockages futurs est conditionnée par la démonstration de la volonté de gérer au mieux le dernier maillon du cycle nucléaire. L'acceptation politique et sociale de l'implantation de laboratoires souterrains sur les zones géographiques, où se font les recherches de l'ANDRA, ne pourrait être considérée comme définitivement acquise si le "contrat" de la loi n'était pas rempli.

La composante économique et industrielle a déjà été soulignée. L'ampleur des recherches, dont certaines peuvent être longues et coûteuses, ne peut dépasser certaines limites consenties par la Société et les pouvoirs publics pour la gestion de ces déchets sans remettre en cause la solution actuellement à l'étude pour résoudre le problème des déchets nucléaires. Des choix sont à faire pour optimiser les poids financiers respectifs des trois axes de recherche et les maintenir à un niveau raisonnable. Dans le domaine nucléaire industriel, les investissements sont très lourds et ne peuvent être amortis que sur de longues périodes de temps. Les durées des différentes étapes du cycle nucléaire sont longues et les changements ou innovations ne peuvent avoir un impact sensible qu'après des délais se chiffrant souvent en dizaines d'années.

La composante technique et de sûreté est fondamentale dans le nucléaire. Une cohérence doit toujours être recherchée entre les objectifs de sûreté à court, moyen et long terme. A toutes les époques, les détriments radiologiques doivent rester dans les limites fixées et considérées, non seulement comme sûres, mais également comme aussi faibles que possible.

Le respect de la sûreté à court et moyen terme conduit à une stratégie d'entreposage des colis assurant le confinement de la radioactivité pour des durées de plusieurs dizaines d'années, voire de quelques siècles. Cela fait appel à des procédés de solidification très performants facilitant la reprise des colis mais rendant plus difficile leur reconditionnement. Dans une approche d'optimisation globale, on peut donc être amené à accepter de ne pas reconditionner certains déchets même si l'on dispose maintenant de procédés, plus élaborés qu'auparavant, permettant d'atteindre un confinement plus efficace ou de plus longue durée.

De même, l'éventualité d'un stockage définitif de combustibles irradiés non retraités doit être prise en compte parallèlement à la poursuite des objectifs fixés par les trois axes de la loi concernant toutes les catégories de déchets, cela dans des soucis de cohérence.

4.2 Evaluation du plan-programme présenté par les acteurs de la loi le 28 mai 1996

4.2.1 Organisation - Structure - Coordinations

Conformément à la demande qui avait été faite par la Commission, les deux grands acteurs de la recherche que sont le CEA (pilote des axes 1 et 3) et l'ANDRA (pilote de l'axe 2) se sont mis d'accord sur une structure de coordination à plusieurs niveaux qui permet la participation des divers acteurs de la recherche.

Trois niveaux de coordination sont considérés dans le document présenté à la Commission :

- la coordination scientifique au sein d'un axe avec une mise en place en 1997,
- la coordination scientifique entre les trois axes avec une mise en place en 1997,

- la coordination stratégique, appelée également stratégie industrielle, avec une mise en place en 1998. Cette coordination stratégique *"s'établit sur la base des besoins exprimés par les producteurs et doit permettre de s'assurer de l'adéquation des travaux de recherche et développement avec les besoins industriels recalés à intervalles réguliers"*.

L'ensemble de cette structure de coordination et les dates de mise en place posent un certain nombre de questions.

Tout d'abord, la Commission considère que la structure proposée ne répond qu'à un seul volet, certes important, de la question posée, celui de la coordination, mais ne traite pas du volet d'études stratégiques de la recherche qui doit être fondé sur les objectifs de la loi, - exprimant au sens large une demande sociale, notamment par l'intervention forte du législateur-, et non pas seulement *"sur les besoins exprimés par les producteurs"*. Par ailleurs, la Commission estime que la réflexion stratégique doit être amorcée, sous l'égide des pouvoirs publics, dès l'établissement du plan programme et

qu'elle doit l'accompagner jusqu'à son terme. La mise en place de la coordination stratégique proposée par les acteurs de la loi, en 1998 apparaît donc à la Commission comme trop tardive pour pouvoir s'appliquer à une réflexion stratégique de recherche.

Ce n'est que dans la mesure où cette stratégie ne prendrait en compte, comme il est dit, que *"l'adéquation des travaux de recherche et développement avec les besoins industriels"*, que la date de 1998 aurait pu être acceptable. En effet, il se dégage nettement dans les calendriers des études et les étapes indiquées deux périodes pour les axes 1 et 3, d'abord de démonstration de faisabilité scientifique jusque vers 2001, puis de démonstration de faisabilité technique de 2001 à 2006. Ce découpage ne concerne pas les études à caractère très innovant qui sont des études à plus long terme comme on le verra plus loin.

Mais la Commission estimant que la réflexion stratégique doit être plus globale recommande que la structure propose soit mise en place dès 1996.

Dans la présentation commune CEA/ANDRA, il est également indiqué que les coordinations scientifiques à l'intérieur de chaque axe et pour l'ensemble des trois axes s'appuieraient sur des instances telles que la Commission Scientifique et Technique pour les questions relatives à la Gestion des Déchets radioactifs (CSTGD) * pour les axes 1 et 3, le Conseil Scientifique de l'ANDRA dont les membres ont été nommés par l'arrêté du 3 avril 1993 (axe 2) et les Groupements de Recherche (GDR)* avec le CNRS ou les industriels.

Pour la CST-GD, le rôle concret et positif qu'elle joue doit être noté, dans la perspective d'une mise à jour de sa situation administrative.

Cette dernière remplit en effet, pour les axes 1 et 3, un rôle à plusieurs facettes :

- examiner les programmes de recherche et développement conduits par le CEA et émettre un avis sur les priorités ;
- constituer un lieu d'échanges, de concertation et de coordination scientifiques et techniques entre les différents acteurs concernés par ces activités (CEA, ANDRA, BRGM, CNRS, COGEMA, EDF, Ministères de tutelle, etc ...)
- émettre des avis et recommandations sur les orientations à long terme de ces travaux.

Le travail effectué jusqu'à présent par la CST-GD a été apprécié par tous les partenaires, notamment grâce à la qualité des rapports émis par des groupes de travail mis en place pour traiter de sujets déterminés.

Il apparaît donc souhaitable de conserver cette fonction d'évaluation et de coordination. En conséquence, le statut de la CST-GD devrait être adapté sur le plan administratif aux changements intervenus depuis sa création en mars 1984 (arrêté du Ministre de l'Industrie et de la Recherche), y compris les modalités de nomination des membres.

La Commission n'est pas opposée à ce que ces diverses instances participent à la collation de résultats partiels nécessaires aux partenaires de la recherche. Elle s'interroge toutefois sur la bonne adéquation de ces instances aux réflexions stratégiques nécessaires. Elle juge indispensable une clarification des missions de ces groupes à finalités diverses.

La Commission recommande :

- la clarification des missions de ces conseils, groupes de travail et groupement de recherche,
- la mise en place dès 1996, d'une coordination de la réflexion stratégique globale de la recherche associant tous les acteurs de la loi y compris les opérateurs industriels et prenant en compte les objectifs de la loi.

En formulant cette demande, la Commission souligne l'importance du transfert des résultats de la recherche vers l'industrie, pour mise en application effective de la gestion des déchets.

Par ailleurs, la Commission souhaite prendre connaissance des moyens de recherche attribués aux Programmes d'Intérêt Commun (PIC)* entre le CEA et COGEMA et leur équivalent pour les accords avec FRAMATOME et EDF ainsi qu'entre le CEA et l'ANDRA.

4.2.2 Plan programme - Stratégies de recherche et stratégies industrielles

Comme cela a été signalé au paragraphe 4.1, toute stratégie de recherche, découlant des demandes de la loi de 1991, doit se positionner par rapport au contexte industriel actuel de la production d'électricité d'origine nucléaire, indiquer éventuellement des ajustements visant à une meilleure gestion du plutonium et autres corps à vie longue (actinides mineurs, certains produits de fission), explorer enfin des voies prometteuses innovantes, s'écartant des solutions actuelles, dont l'industrialisation pourrait devenir possible à plus long terme.

4.2.2.1. Stratégies liées à des options susceptibles d'être mises en place à court et moyen terme

On peut arbitrairement envisager pour la France, une période de temps s'étendant jusque vers 2040-2050 pendant laquelle l'option nucléaire serait maintenue sur la base de la filière des réacteurs à eau, avec la construction de réacteurs EPR* remplaçant progressivement au-delà de 2010, une partie ou la totalité du parc actuel. L'ampleur de ce remplacement dépendra de nombreux facteurs, tels que l'organisation juridique de l'EDF à cette époque, la compétitivité du nucléaire face à d'autres sources d'énergie tels que le gaz, et d'une manière plus générale, le poids que l'on voudra bien donner dans les politiques énergétiques aux préoccupations du long terme en matière de ressources, d'impact sur l'homme et l'environnement. Il découle de cette constatation une nécessité pour les stratégies de recherches d'aujourd'hui de prendre en compte les divers scénarios de stratégies industrielles possibles. Compte tenu des incertitudes, il apparaît prudent :

- d'adapter les stratégies de recherche à ces incertitudes ;
- d'indiquer d'ores et déjà des améliorations possibles, en terme de déchets, des deux stratégies extrêmes de gestion des combustibles irradiés : le non retraitement conduisant à leur stockage direct, et à l'opposé, le recyclage du plutonium et,

éventuellement, des actinides mineurs, associés à une minimisation de leur production dans divers types de réacteurs (voir chapitre 6).

La stratégie actuelle d'EDF est d'adapter le retraitement de ses combustibles usés aux possibilités de recyclage, déterminées par la capacité de l'usine de fabrication de combustible MELOX et, par le nombre de réacteurs ayant l'autorisation de recycler le plutonium dans 30 % de leurs combustibles (réacteurs dits moxés).

a) s'agissant du non retraitement immédiat, il serait avisé que dès aujourd'hui, les stratégies de recherche prennent acte de la perspective d'un entreposage de longue durée de combustibles irradiés non retraités (ceci concerne aujourd'hui environ 300 tonnes par an).

A cet égard, la Commission recommande que soient demandés à EDF :

- les solutions qu'elle envisage de mettre en oeuvre pour l'entreposage de longue durée des combustibles actuellement non retraités ;**
- quels efforts de recherche et développement devraient être entrepris dans le domaine de l'entreposage sous eau ou à sec ainsi que dans celui du conditionnement.**

La Commission s'interroge sur l'avenir qui sera réservé à ces combustibles irradiés entreposés à long terme. A cet égard, elle recommande fortement une prise en compte des recherches menées à l'étranger, notamment en Suède et en Allemagne, sur la sûreté du stockage définitif de tels combustibles.

La Commission prend note que l'ANDRA a bien intégré la perspective de stocker des combustibles irradiés dans ses études d'ingénierie minières prévus pour les futurs laboratoires souterrains.

- b) s'agissant du recyclage du plutonium, la possibilité effective de poursuivre ou non le recyclage des MOX actuels, au-delà du premier recyclage, devrait être clairement discutée en termes de contraintes techniques, financières et de sûreté.

La Commission constate sur ce sujet des différences entre de points de vue entre COGEMA et EDF. La Commission souhaite être davantage éclairée sur les possibilités d'un multirecyclage limité et sur les contraintes de toute nature que cela entraînerait.

- c) S'agissant du recyclage de l'uranium de retraitement, EDF affiche son intention de recycler une seule fois environ 100 tonnes d'uranium de retraitement par an.

La Commission demande à être éclairée sur les points suivants :

- où se pratiquera l'enrichissement de l'uranium de retraitement?
- quels déchets seront générés, et en particulier, quelle gestion est prévue pour les 700 tonnes d'uranium de rejet, au niveau de l'usine de réenrichissement associée à ce recyclage ?
- est-il possible d'envisager un deuxième recyclage ?
- quelle est la gestion prévue pour l'uranium de retraitement non recyclé ?

La question de la réversibilité du stockage est posée, notamment à l'occasion du stockage direct des combustibles usés. La Commission constate, à cet égard, la difficulté qu'il y a pour des organismes tels que l'ANDRA de définir les échelles de temps après la mise en stockage d'un colis pendant lesquelles il est souhaitable, et techniquement possible, de maintenir un certain niveau de réversibilité. Cette exigence pourrait avoir un effet direct sur le choix d'un laboratoire souterrain dans le granit, en vue d'un stockage éventuel de combustibles irradiés en l'état.

- d) s'agissant de la réduction de l'impact radiologique aux exutoires, dénommé par ailleurs "radiotoxicité résiduelle", une étude méthodologique d'impact développée dans un cadre européen sous la responsabilité de l'IPSN, baptisée EVEREST*, montre, avec les hypothèses retenues que les éléments dominants aux exutoires sont l'iode 129 et le césium 135, ceci en raison des hypothèses retenues pour la solubilité de ces radionucléides et leur migration dans les sols.

La Commission demande :

- que des travaux soient menés pour déterminer les valeurs de solubilité et les facteurs retard à prendre en compte pour des produits de fission à vie longue et notamment pour l'iode et le césium ;
- que l'étude de sensibilité faite dans EVEREST couvre un champ suffisant de valeurs de ces deux paramètres afin de préciser les objectifs à atteindre pour la rétention de ces deux derniers radionucléides dans les conditionnements et les barrières.

Cette étude montre bien l'intérêt que peut présenter la stratégie Séparation-Conditionnement (S-C) et la Commission recommande que son étude soit mieux prise en compte et insérée à part entière dans les études stratégiques générales, au même titre que la stratégie Séparation-Transmutation (S-T).

La Commission insiste pour que les trois composantes Séparation, Transmutation et Conditionnement (des éléments séparés) ne soient pas traitées indépendamment mais bien dans le cadre des deux stratégies sus-indiquées S-T et S-C.

Au-delà des options industrielles ci-dessus, des aménagements peuvent être apportés au parc de réacteurs à eau en terme de multirecyclage du plutonium et de la minimisation de sa production grâce à la sous modération. On sait que le

termes définis dans le glossaire

recyclage du plutonium tel qu'il se pratique aujourd'hui dans un combustible à uranium appauvri nécessite d'augmenter à chaque recyclage la teneur en plutonium pour compenser l'effet pénalisant de ses isotopes pairs sur la réactivité. Pour des raisons à la fois de sûreté et de coûts, le recyclage ne peut guère aller, dans ces conditions, au-delà de 1 à 2 recyclages.

On verra au chapitre 6, la description d'autres scénarios dans lesquels chacun des réacteurs recycle son propre plutonium (recyclage homogène), une option qui ouvre la voie au multirecyclage. Associés en plus à la modération accrue, ces scénarios permettraient de stabiliser l'inventaire en plutonium d'un parc, produisant chaque année 400 milliards de kWhé à un niveau de l'ordre de 110 tonnes (ou 200 tonnes sans modération accrue) et de brûler d'une manière complète l'uranium enrichi que l'on est obligé d'associer au plutonium dans ces recyclages pour maintenir la réactivité. En effet, contrairement au combustible standard, l'uranium ne contient plus que 0,3 % d'U-235 au déchargement, rendant sans intérêt le recyclage de l'uranium de retraitement.

On trouvera au chapitre 6 quelques recommandations spécifiques dont certaines ont une connotation stratégique.

4.2.2.2. Stratégies liées à des options susceptibles d'être mises en place à plus long terme

Les stratégies industrielles, que l'on pourrait imaginer à plus long terme, correspondent à des situations énergétiques différentes.

Si l'on assiste, par exemple, à un développement important du nucléaire au plan mondial, le recours à des réacteurs, valorisant beaucoup mieux les ressources en uranium tels les surgénérateurs, ou fondés sur l'utilisation d'un nouveau combustible, tel que le thorium, peut s'avérer indispensable. On peut également

faire fonctionner des réacteurs à neutrons rapides en mode sous-générateur, si l'on veut à un moment donné, stabiliser à nouveau l'inventaire en plutonium.

On peut vouloir en revanche, au terme d'un programme nucléaire s'étant déroulé pendant une certaine période, arrêter tout programme nucléaire. Il se poserait alors le problème de l'incinération des stocks d'actinides ainsi constitués à l'aide de systèmes probablement sous-critiques, pouvant accepter des combustibles spéciaux (par exemple sans uranium) et capables de produire avec des flux importants, un surplus de neutrons pour détruire en prime certains produits de fission à vie longue.

Des types de solution ont été proposés et sont en cours d'étude et d'évaluation, basés sur le couplage d'accélérateur de haute intensité et de milieux fissiles sous-critiques. Si leur intérêt était confirmé, cette stratégie d'incinération efficace, qui peut s'appliquer également aux stocks de plutonium des armes démantelées dans le cadre des accords START entre les Etats-Unis et la Russie, suppose que l'on dispose à terme de ces systèmes spécialisés. De tels systèmes ne font l'objet jusqu'à présent que d'études à caractère théorique, dont il serait souhaitable qu'elles puissent déboucher sur la création d'un ensemble expérimental à puissance modeste, mais significative, visant à une première démonstration de l'intérêt de tels systèmes.

La Commission soutient le principe d'une telle démarche, qui devrait, si possible, se situer dans un cadre européen, largement ouvert aux collaborations internationales.

La situation est différente pour les réacteurs critiques déjà existants, qui seraient capables de brûler également des actinides. Il s'agit, pour la France, de réacteurs à neutrons rapides fonctionnant en mode sous-générateur et des programmes associés CAPRA* et SPIN* du CEA.

termes définis dans le glossaire

La Commission recommande à cet égard que la faisabilité d'une telle incinération puisse être établie à partir des réacteurs existants en France (Phénix ou Superphénix) ou à l'étranger (Monju au Japon par exemple). Elle souhaite également être éclairée sur des scénarios d'incinération ou de

stabilisation d'actinides mineurs dans des réacteurs à eau, composant le parc nucléaire actuel.

4.3 Développements récents en matière de stratégies sur le plan international

En référence au premier rapport de la Commission, aucun événement particulier au cours de l'année écoulée n'a modifié de façon substantielle les différentes stratégies nationales des pays étrangers, mais a confirmé plutôt des politiques décrites dans l'Annexe 4 du premier rapport, notamment pour ce qui concerne les différents

aspects du stockage géologique. Un certain nombre de points méritent d'être soulignés.

4.3.1 Les politiques de fin du cycle

Il s'agit de l'examen des politiques énergétiques nationales et notamment le rôle du nucléaire dans ce contexte, qui conditionne très largement le choix de cycles du combustible nucléaire avec ou sans retraitement. A cet égard, les politiques du Japon et du Royaume-Uni prévoyant le retraitement du combustible nucléaire n'ont pas été sensiblement modifiées, même si l'on peut noter au sein de ces pays, soit une tendance en faveur d'une politique plus nuancée en matière de retraitement, soit un certain retard dans la construction des usines de retraitement japonaises. Il se confirme également que le recyclage du plutonium dans les combustibles MOX

entraînera la production d'une certaine quantité de combustible qui ne sera pas retraitée et qui sera probablement stockée en tant que telle. Par conséquent, les stockages futurs devront recevoir, tout au moins dans un certain nombre de pays, à la fois des combustibles irradiés, des produits de fission vitrifiés (déchets de type C), ainsi que des déchets contaminés par des actinides (déchets de type B),

Il s'agit ensuite de la confirmation du retour des verres résultant du retraitement des combustibles étrangers à La Hague vers les pays d'origine, notamment en direction de l'Allemagne, de la Belgique et du Japon, qui disposent dorénavant d'installations d'entreposage pour les recevoir.

En ce qui concerne la part du plutonium provenant du retraitement des combustibles étrangers, la Commission s'interroge sur son statut effectif s'il n'était pas repris par le pays d'origine.

Il s'agit enfin de la confirmation du stockage géologique en tant que solution la plus à même d'offrir actuellement une solution sûre au stockage des déchets à vie longue. Cette confirmation a été apportée au cours de débats nationaux sur les

politiques de certains pays, en particulier au Canada, aux Etats-Unis, au Japon et au Royaume-Uni. Les débats au niveau national ont conclu que, d'une part, une solution de stockage définitif en surface n'offrait pas de garantie de sûreté acceptable pour les déchets à vie longue et que, d'autre part, il ne semblait pas possible d'éviter le recours au stockage géologique. Seul le Japon a retenu l'intérêt de développer un programme important sur la séparation et transmutation dans l'objectif d'une réduction de la radiotoxicité des déchets à stocker.

Compte tenu de cette situation, des préparatifs sont en cours, notamment au Canada, en Espagne et au Japon, pour préciser le cadre institutionnel dans lequel doit s'inscrire la mise en oeuvre de politiques de stockage de déchets radioactifs à

vie longue, définir les responsabilités et identifier les organismes en charge de cette mise en oeuvre, y compris sur le plan des financements.

Sur le plan pratique, il convient de remarquer une tendance de plus en plus nette à réaliser des études de faisabilité technique et notamment des conditions dans lesquelles les combustibles irradiés et les produits de fission vitrifiés pourraient être transportés et mis en place dans les stockages. Cet objectif figure notamment au programme PRACLAY* dans le laboratoire de Mol*, en Belgique, dans le laboratoire d'Äspö*, en Suède, et dans le laboratoire de Grimsel*, en Suisse, où l'Espagne, associée à d'autres organismes, participe à une expérience en vraie grandeur sur les barrières ouvragées dans les roches cristallines. Dans cet ordre d'idées, on peut noter les projets suédois de déposer une demande d'autorisation pour l'implantation et la construction d'une installation d'encapsulation des combustibles irradiés dans des conteneurs mixtes acier-cuivre vers la fin de 1997 ou le début de 1998.

4.3.2 Les actions concernant les sites de stockage géologiques

Il convient de rappeler la poursuite d'un certain nombre de programmes pour l'identification et l'implantation de nouveaux sites susceptibles de recevoir des déchets à vie longue. Les progrès récents ont trait aux programmes suivants.

- Au Canada, la Commission du ministère de l'environnement, chargée de l'examen du concept canadien de stockage géologique, a lancé au printemps de 1996 des consultations publiques qui doivent se dérouler en trois phases successives, respectivement sur les questions de sociétés, les aspects techniques du concept et sur la sûreté et l'acceptabilité de ce concept et sur les mesures à mettre en oeuvre pour la gestion à long terme des combustibles irradiés canadiens. Ces recommandations sont attendues dans le courant de 1997.

* termes définis dans le glossaire

- En Finlande, sous l'égide de la nouvelle compagnie commune POSIVA, créée par les deux compagnies d'électricité, TVO et IVO, en mai 1995, les études ont été poursuivies sur cinq sites dans la perspective de choisir l'un d'entre eux en l'an 2000, sur la base d'études diverses et, notamment, d'analyses de sûreté spécifiques aux sites. D'autre part, les travaux de construction et d'essai du dépôt de déchets de faible activité de la Société IVO sur le site de Loviisa devraient être terminés à la fin de 1996 et se traduire par une demande d'autorisation d'exploitation auprès des autorités compétentes.

En Suède, où les études de site reposent sur des propositions de la part des autorités locales et sur une consultation étroite avec le public, plusieurs sites sont actuellement en cours d'étude. Le site de Storuman dans le sud de la Laponie a fait l'objet d'un référendum en septembre 1995 concernant la possibilité de poursuivre les études sur ce site. Les résultats ont été de 61 pour cent de voix contre et 28 pour cent de voix pour, sur une participation de 73 pour cent de la population., ce qui a conduit à l'abandon des activités sur ce site. D'autres sites sont étudiés, également au sud de la Laponie, ainsi qu'à proximité des installations nucléaires d'Oskarshamn où sont situés l'entreposage des combustibles irradiés du CLAB* et le laboratoire souterrain d'Äspö* et de Forsmark*. Une consultation très large est prévue pour ces sites, l'objectif étant de démarrer sur, un site restant encore à déterminer, un stockage pilote aux environs de 2010.

- En Suisse, le référendum de juin 1995 sur le site du Wellenberg envisagé pour les déchets de faible activité, a donné des résultats négatifs (52 contre 48 pour cent) et a interrompu l'avancement des travaux concernant la création du dépôt. Des consultations se poursuivent actuellement à divers niveaux concernant l'avenir éventuel de ce projet et la possibilité d'avoir recours à un processus de décision plus graduel permettant de conduire ultérieurement à une décision

* termes définis dans le glossaire

finale sur la construction d'un dépôt sur le site de Wellenberg. En ce qui concerne les déchets à vie longue, un nouveau permis pour des travaux exploratoires sur l'argile dans la formation située au nord de la Suisse est attendu pour mi-96 et devra recevoir l'approbation des autorités locales et cantonales. Par ailleurs, des discussions sont en cours sur la prochaine phase d'exploration des roches cristallines. L'objectif du programme suisse est de montrer la possibilité de trouver un site convenable pour la suite des études sur ces deux types de roches vers la fin du siècle, la mise en place d'un dépôt n'intervenant que beaucoup plus tard au siècle prochain, compte tenu, notamment, de la possibilité de solutions internationales.

- Au Royaume-Uni, une enquête publique a été conduite à la fin de 1995 et au début de 1996 concernant la réalisation d'un laboratoire de caractérisation des roches volcaniques à Sellafield. Les résultats sont attendus dans le courant de 1996. L'objectif du laboratoire est d'examiner la possibilité de réaliser sur ce site un dépôt en profondeur pour des déchets de faible et moyenne activité comprenant des éléments à vie longue.
- Aux Etats-Unis, il est prévu de concentrer les efforts sur la caractérisation du site souterrain de Yucca Mountain* avec, en particulier, le creusement de galeries d'exploration et des travaux scientifiques liés aux performances à long terme d'un dépôt éventuel. Une détermination de la viabilité du site est prévue en 1998 et constituera une étape importante dans la préparation d'une demande de construction d'un dépôt, en cas d'analyses favorables. Le creusement des 8 km de galeries prévues sur ce site sera terminé dans le courant de 1997. Enfin, une demande d'autorisation de mise en service doit être déposée en octobre 1996 par le Département de l'Energie (DOE*) auprès de l'Agence de Protection de l'Environnement (EPA*) pour l'installation de WIPP* au nouveau Mexique. Une expertise internationale sera organisée à la fin de 1996 et au début de 1997 par

* termes définis dans le glossaire

l'AEN/OCDE et l'AIEA pour déterminer dans quelle mesure l'évaluation de la phase après fermeture du projet WIPP* a été réalisée de façon appropriée et si elle est techniquement correcte et conforme aux normes et pratiques internationales. Il est rappelé que le site du WIPP* est destiné à recevoir des déchets contaminés par des éléments transuraniens dans un dépôt construit dans une formation saline à 650 m de profondeur.

Sur le plan international, il convient de mentionner la préparation, dans le cadre de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique d'une convention sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. Cette convention, qui doit constituer le pendant de la convention sur la sûreté des installations nucléaires, a déjà fait l'objet de plusieurs réunions de la part du groupe chargé de la rédaction.

4.3.3 Les actions concernant la séparation et la transmutation

Il n'existe pas au plan international de politique affichée de gestion des déchets faisant appel à la séparation et à la transmutation des corps à vie longue. Citons

cependant le cas du Japon qui a entrepris dès 1990, un programme de recherche de grande ampleur appelé OMEGA* faisant appel à ces techniques.

Des études stratégiques sont cependant poursuivies sous l'égide de trois organisations internationales, la Communauté Européenne (CEE), l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) de l'OCDE et l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA).

- Le programme financé par la CEE porte dans le domaine de la séparation et transmutation sur deux domaines, celui des études systèmes et celui des études techniques tant pour la séparation chimique que pour la transmutation.
-

Une mention particulière doit être faite pour l'étude système, dirigée par le CEA, sur les perspectives et le coût de la séparation et de la transmutation des radionucléides à vie longue sur des études de cas, faites à l'échelle européenne dans une perspective jusqu'à l'année 2100.

Un effort de recherche très important est également fait dans le domaine des extractants nouveaux spécifiques.

Ce programme est poursuivi dans le nouveau plan de recherche quadriennal (4ème PCDR*)

- Le Comité pour le Développement du Nucléaire (NDC) de l'OCDE/AEN* poursuit son action en tant que fédérateur des recherches menées dans le domaine dans les divers pays de l'OCDE, essentiellement le Japon et la France. Des séminaires d'informations sont organisés régulièrement, le dernier en décembre 1995 à Cadarache en France et le prochain à Mito au Japon en septembre 1996. Un effort est fait également pour une réflexion d'ensemble sur les divers aspects de réalisation d'une telle stratégie.
- Après entente avec l'OCDE/AEN*, il a été convenu que l'AIEA* consacrerait son effort au suivi des aspects de sûreté et de non-prolifération, liés à la stratégie de séparation et transmutation.

Des réunions d'experts se sont tenues mais la mise en place d'une coordination des efforts n'est pas encore réalisée.

* termes définis dans le glossaire

CHAPITRE 5

EVALUATION DES CRITERES DE SELECTION DE SITES POUR L'IMPLANTATION ET L'EXPLOITATION DES LABORATOIRES SOUTERRAINS, ET EVALUATION DE L'AVANCEMENT DES TRAVAUX SUR LES SITES RETENUS. (AXE 2 DE LA LOI)

5.1 Situation du dossier des laboratoires souterrains

L'année 1996 est marquée, pour les recherches concernant l'axe 2 de la loi du 30 décembre 1991, et selon le calendrier retenu par l'ANDRA en accord avec le décret n° 93-940 du 16 juillet 1993, par le choix des sites où seront déposés les dossiers de Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation (DAIE) pour la construction de laboratoires souterrains.

A la suite des propositions contenues dans le rapport du Médiateur, Monsieur le député Christian BATAILLE, remis fin décembre 1993 au Gouvernement, celui-ci avait autorisé en 1994 l'ANDRA à conduire des recherches géologiques à partir de la surface sur quatre zones :

1. Département du Gard, dans des formations argileuses datées du Crétacé (marnes du Gargasien) ou dans des marnes bleues du Pliocène.
2. Département de la Haute Marne, dans des formations argileuses datées du Callovo-Oxfordien et du Lias.
3. Département de la Meuse, dans les mêmes formations.
4. Département de la Vienne, dans des formations granitiques sous recouvrement sédimentaire.

A la suite des premiers travaux de reconnaissance exécutés en 1994, l'ANDRA décidait de regrouper les recherches dans les formations argileuses des départements de la Haute Marne et de la Meuse, qui sont continues et semblables, sur un seul site baptisé « Est de la France », et situé au croisement de la commune de Cirfontaine-en Ormois (Haute Marne) et des cantons de Montiers-sur Saulx et Ancerville (Meuse). De même, les recherches dans le Gard conduisaient à privilégier les formations callovo-oxfordiennes dans le Canton de Bagnols-sur-Cèze, site baptisé « Gard », et enfin, dans la Vienne, les granites sous recouvrement des Cantons de Civray et Charroux, baptisé site « Vienne ».

En 1995-1996, les travaux de reconnaissance et les analyses sur ces trois sites se sont poursuivis, l'ANDRA s'étant fixé pour objectif de proposer en 1996 au Gouvernement de faire le bilan des recherches sur les sites et de déposer les DAIE. Il faut rappeler à cet égard que le loi du 30 décembre 1991 indique qu'il sera réalisé « des » laboratoires souterrains, pour permettre de caractériser par des travaux en profondeur les qualités des sites retenus. Il est donc nécessaire de construire et d'instrumenter au moins deux laboratoires souterrains ; cette position avait également été préconisée par la Commission CASTAING. Mais il appartient au Gouvernement après avis de la Direction de Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) et sur proposition de l'ANDRA de choisir de construire deux ou trois laboratoires, puisqu'aujourd'hui c'est sur trois sites que se sont portés les travaux de reconnaissance et que l'autorisation de dépôt des DAIE a été donnée en Conseil des Ministres le 13 mai 1996.

La loi du 30 décembre 1991 précise comment sera autorisée l'installation et l'exploitation des dits laboratoires souterrains (articles 6 à 12). La décision est prise par décret en Conseil d'Etat, *"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 n° 83-630 du 12 juillet 1983 relative à la démocratisation des enquêtes publiques et à la protection de l'environnement"* et le décret du 16 juillet 1993 dont le texte est en annexe. Il est raisonnable de penser que l'ensemble de la procédure administrative durera au minimum jusqu'à la fin 1997 avant d'aboutir à un décret en Conseil d'Etat et au début des travaux de construction des laboratoires. La phase de construction (2 ans) et d'exploitation

des laboratoires durera, selon l'ANDRA de 5 à 8 ans selon les sites ; comme la loi du 30 décembre 1991 fixe à 15 ans la durée maximale des travaux de recherche sur le stockage des déchets, soit à fin 2006, on constate qu'il est impératif que les travaux de construction des laboratoires ne débutent pas plus tard que 1998. La Commission, dans son premier rapport de juin 1995, avait déjà souligné le caractère très tendu de ce calendrier, et avait recommandé :

- *«que les sites retenus pour l'implantation des laboratoires souterrains soient choisis au plus tôt, après examen de leur conformité aux critères définis dans la RFS III 2.f ;*
- *que l'ANDRA prépare avec le plus grand soin les DAIE pour ces laboratoires ;*
- *et que ces dossiers soient présentés en temps utile à la Commission pour lui permettre d'émettre un avis».*

Selon l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991, il appartient en effet à la Commission de fournir chaque année un rapport *"faisant état de l'avancement des recherches (...) pour l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans des formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains"*.

Enfin le choix d'un éventuel site de stockage de déchets de haute activité et à vie longue, sur l'un des sites étudiés, à partir des éléments qui seront fournis par les laboratoires souterrains, ne pourra intervenir qu'en 2006, après rédaction du rapport de synthèse de la Commission ; ce choix sera fait par le parlement sur proposition du Gouvernement.

Au cours de l'année 1995-1996, la Commission a donc porté ses efforts sur l'évaluation de l'état d'avancement des reconnaissances sur les trois sites retenus, sur l'examen des critères que propose l'ANDRA pour faire la sélection des sites pour la construction des laboratoires qui seront soumis à l'accord gouvernemental.

Lors de la réunion du 11 avril du Comité à l'énergie atomique, présidée par les ministres de l'industrie, de l'environnement, de la recherche, la Commission donnait sur ce dossier une évaluation préliminaire, rédigée comme suit :

"La Commission estime que le site de l'Est du Bassin Parisien satisfait les critères recherchés pour l'implantation d'un laboratoire souterrain. Les travaux nécessaires réalisables à partir de la surface ont été exécutés et interprétés par l'ANDRA de façon satisfaisante : les résultats sont positifs. La Commission recommande donc l'implantation d'un laboratoire souterrain sur ce site".

Les deux autres sites, Vienne et Gard, dont la géologie est plus complexe, posent des problèmes dont la solution peut être obtenue, d'abord, par des mesures complémentaires à partir de la surface ou des modélisations, puis, par la réalisation d'un laboratoire souterrain. La Commission ne pourrait émettre un avis sur un choix éventuel entre ces deux derniers sites qu'après avoir pris connaissance des résultats des études complémentaires réalisables à partir de la surface.

"Cependant, après avoir pris connaissance des éléments favorables acquis et des difficultés à prendre en compte, la Commission n'émet pas d'objection à l'éventuelle présentation, par l'ANDRA, d'une demande d'autorisation et d'implantation visant les deux autres sites (Vienne et Gard), pour autant qu'elle n'entraîne aucun retard dans les travaux sur le site de l'Est, dont la réalisation est prioritaire, compte tenu de la plus grande simplicité géologique qu'il offre".

A l'heure où est publié ce rapport (juin 1996), la seule décision connue est l'autorisation donnée à l'ANDRA, suite au Conseil des ministres du 13 mai 1996, de déposer les Dossiers d'Autorisation d'Installation et d'Exploitation des laboratoires souterrains, pour les trois sites sans préciser le nombre de laboratoires à construire. Si la sélection de trois laboratoires est la solution qui laisse bien sûr le choix le plus ouvert, elle est cependant la plus coûteuse et ne

devrait être prise que si les trois sites sont a priori raisonnablement favorables compte-tenu des éléments disponibles pour l'implantation ultérieure d'un stockage.

Le présent chapitre expose l'évaluation à laquelle est arrivée la Commission compte tenu des éléments disponibles, à partir des présentations sur l'avancement et les résultats des travaux, des documents fournis, et sur la base des critères d'évaluation. En conclusion, la Commission formule des avis sur l'état d'avancement des connaissances concernant les sites des laboratoires souterrains et des recommandations sur les travaux complémentaires à réaliser.

5.2 Critères d'évaluation scientifique d'un site de laboratoire souterrain.

Tandis que dans le premier rapport de la Commission, les critères d'évaluation des sites potentiels ont été classés selon les trois mécanismes déterminant l'évolution de l'ensemble du système de confinement en « intérieurs », « extérieurs » et « perturbation d'origine anthropique », il s'agit maintenant de préciser dans quel environnement géologique existant, on pourrait trouver les qualités nécessaires pour éventuellement y construire un stockage résistant à ces mécanismes de détérioration. Ces qualités sont :

- la stabilité géologique,
- la géométrie et le volume de la formation hôte,
- les propriétés et le contexte hydrogéologique et géochimique,
- les propriétés géomécaniques,
- la stabilité sismique.

Une stabilité géologique reconnue suffisante (pour que des déformations géodynamiques ultérieures ne puissent pas venir détériorer le confinement) ainsi qu'un volume qui permette de stocker les déchets produits pendant plusieurs décennies sont des conditions indispensables. En ce qui concerne les propriétés hydrogéologiques et géochimiques, leur rôle réel dans le confinement des déchets ne peut être évalué que par une analyse de sûreté globale portant sur l'ensemble du système de confinement, pour déterminer si elles sont acceptables pour tous les scénarios d'évolution envisagés. Les propriétés géomécaniques, enfin, vont

influencer, d'une part, la faisabilité et le coût de la construction du dépôt, et, d'autre part rendre plus sûr le rebouchage et le scellement des voies d'accès au milieu, par convergence et serrage naturel des vides. Une hiérarchisation a priori de ces trois derniers critères ne semble donc pas souhaitable, c'est à partir des analyses de sûreté que pourra être évaluée l'acceptabilité d'un site.

La Commission souhaite qu'un véritable travail d'analyse de sûreté, basé sur les données disponibles aujourd'hui, et les hypothèses vraisemblables que l'on pourrait faire sur les conditions régnant en profondeur et sur les paramètres mal connus, lui soit présenté rapidement pour chaque site, comme elle l'avait recommandé dans son premier rapport. De telles analyses pourraient contribuer à lever les questions que la Commission s'est posée en ce qui concerne en particulier le site de la Vienne, dont les conditions hydrogéologiques sont très particulières. Toutefois une ébauche d'une analyse de sûreté à l'aide du code OASIS* a été présentée à la Commission. Cette ébauche tient compte de certaines données expérimentales d'un site argileux (Est) et d'un site granitique (Vienne) - voir chapitre 6.

La Commission renouvelle sa recommandation du premier rapport à propos de l'importance des analyses de sûreté.

Les critères requis sont classés selon trois niveaux (RFS III 2f) :

- les critères essentiels,
- les critères importants,
- les autres critères notamment l'absence de ressources exploitables, dont une probabilité de présence pourrait augmenter le risque d'intrusion humaine dans le stockage dans le futur, une fois la présence du dépôt oubliée.

* Termes définis dans le glossaire

L'ANDRA a présenté à la Commission une synthèse de l'état des connaissances de chacun des trois sites par rapport à ces critères ; l'analyse de cet état est fait au paragraphe 5.3. La Commission considère que les critères de sélection que lui a présenté l'ANDRA sont pertinents.

5.3 Etat des connaissances sur les trois sites présélectionnés.

5.3.1 Informations dont a disposé la Commission.

L'ANDRA a présenté à la Commission le 2 octobre 1995 puis le 21 mars 1996 les résultats de ses études et de celles de ses contractants sur la reconnaissance des trois sites étudiés en vue de l'installation de laboratoires souterrains dans les départements de la Haute Marne et de la Meuse, du Gard et de la Vienne. La nature des travaux est résumée par l'ANDRA pour chacun des sites explorés et figure dans l'annexe 4.

La Commission s'est attachée à porter un jugement scientifique sur l'avancement des travaux et à évaluer la qualité des données géologiques et géophysiques des sites tels qu'ils ressortent des premiers travaux réalisés. Pour ce faire, elle a analysé les documents remis par l'ANDRA ; et plusieurs de ses membres, accompagnés de quelques experts, se sont rendus dans la carothèque de l'ANDRA pour examiner les formations géologiques dans lesquelles le stockage est envisagé et analyser les profils sismiques effectués au cours des années passées. La Commission émet, au vu de ces informations, les observations suivantes pour chaque site.

5.3.2 Site de l'Est de la France.

Les campagnes de recherche conduites par l'ANDRA portent :

- sur la réinterprétation des campagnes de prospection sismique existantes,
- sur l'acquisition de données sismiques complémentaires,
- sur des études des forages existant et des données géologiques de surface,

- sur la réalisation de plusieurs forages profonds sur lesquels des échantillons ont été prélevés et analysés, et des essais hydrogéologiques et hydrochimiques ont été conduits.

La couche, dans laquelle le stockage est envisagée, est constituée d'argiles et de marnes, d'une épaisseur de 130 mètres. Les couches sont peu inclinées et leur profondeur est comprise entre 400 et 600 mètres, ce qui assure une couverture suffisante pour protéger le site des effets de l'érosion associés aux glaciations qui pourraient affecter le Nord de l'Europe dans le futur.

Le retraitement de profils pétroliers a montré que la base et le sommet de la couche argilo-marneuse sont parfaitement définis. Les travaux complémentaires de cartographie, de géophysique sismique et les forages montrent que le site retenu présente une excellente continuité sur plus de quinze kilomètres. Les analyses sédimentologiques montrent que ces argiles se sont déposées dans un environnement marin ouvert, calme, ce qui rend improbable des variations latérales de composition et de faciès.

La Commission note l'absence de failles majeures au voisinage du site, la faible fracturation des argiles et des marnes, le contexte hydrogéologique favorable en raison de la très faible perméabilité de la formation hôte et des faibles gradients hydrauliques, ainsi que l'absence de sismicité connue à l'échelle historique. Le modèle géologique paraît donc simple. La couche dans laquelle le stockage est envisagé est située dans un contexte tectonique très tranquille et ne semble pas devoir présenter de variations significatives à l'échelle du site, tant au niveau des faciès que des épaisseurs.

Les incertitudes résiduelles sur la connaissance géologique du site concernent une modélisation tri-dimensionnelle qui permettrait la visualisation de la géométrie de l'espace disponible pour le stockage, et une analyse approfondie de la microfracturation

Du point de vue des critères d'évaluation, examinés au paragraphe précédent, la situation peut se résumer comme suit :

- Dans le secteur proche de Cirfontaines-en-Ormois, il existe à environ 400 m de profondeur une couche argileuse continue, aux propriétés apparemment peu variables dans le plan horizontal, qui constitue la cible de roche hôte pour le stockage de déchets. Cette couche appartient au Callovo-Oxfordien (Jurassique Supérieur), et est très peu perméable. Les conditions sédimentologiques de mise en place de cette formation ne laissent pas supposer qu'elle puisse comporter des hétérogénéités notables telles que des passées sableuses.
- D'après les données sismiques, cette couche n'est pas découpée par des failles importantes, bien que des failles de faible rejet ne puissent totalement être exclues aujourd'hui en raison de la précision des données sismiques qui sont de l'ordre de 10 m. Les failles majeures reconnues se situent aux limites du secteur étudié : faille de la vallée de la Marne, fossé de Gondrecourt, et faille d'Aulnois-Saint-Amant, dégageant un grand secteur triangulaire de 400 km² à cheval sur les deux départements de la Haute Marne et de la Meuse.
- La stabilité géodynamique du site est bonne ; les études de géoprospective réalisées, n'ont pas montré de risque d'évolution importante du site sous l'action des processus géodynamiques internes et externes ; ceci augure d'un comportement ultérieur favorable.
- L'espace horizontal disponible pour construire un stockage de déchet est très largement suffisant ; seule l'épaisseur de la roche hôte, relativement réduite (de l'ordre de 120 m), nécessite d'en bien étudier l'homogénéité verticale pour implanter le laboratoire souterrain.

- Les conditions hydrogéologiques paraissent favorables malgré l'existence d'aquifères près de la surface. Ceux-ci sont très sollicités à l'heure actuelle pour l'approvisionnement en eau. L'aquifère du Dogger en dessous de la formation d'accueil est une source potentielle d'eau comme l'indique la discussion des scénarios pour l'analyse de sûreté préliminaire. Les aquifères encadrant la formation hôte sont cependant très peu productifs. Par les études de construction du stockage, on devrait montrer comment protéger les aquifères éventuellement exploités.
- Les conditions géochimiques sont aussi favorables, la roche hôte (une argile silteuse carbonatée) contient entre 35 et 40 % d'argile, de la calcite, du quartz, de la pyrite, de l'hématite et des feldspaths. Cette composition devrait donner à la roche un pouvoir de rétention des radionucléides satisfaisant.
- Du point de vue mécanique, la résistance de la roche est relativement élevée (de l'ordre de 25 MPa en compression simple), vraisemblablement à cause de sa forte compaction (porosité de l'ordre de 14 %) et de la présence de silts et de carbonates. Le creusement de galeries de stockage serait, à cause de cette bonne résistance, relativement facile, et le soutènement pour l'exploitation à mettre en place ne serait pas prohibitif. Il faut cependant remarquer que l'on a observé certaines variations des caractéristiques mécaniques entre les deux forages profonds, distants d'une quinzaine de km, point qui devrait être étudié en laboratoire. Bien qu'un comportement plastique soit observé sur échantillons pour de faibles contraintes déviatoriques, la faculté pour la roche hôte de fluer naturellement et de combler les vides et anfractuosités lors du scellement reste à examiner, par des essais en laboratoire souterrain.
- Du point de vue des ressources exploitables enfin, la région a connu une intense prospection pétrolière par le passé, qui n'a pas mis en évidence l'existence de gisement ; il reste cependant à établir qu'aucune autre ressource exploitable n'est présente dans ce secteur, même en profondeur.

En résumé, le site de l'Est de la France a montré, pour tous les critères géologiques cités un ensemble de conditions a priori favorable; ceci justifie pleinement pour la Commission que l'on y installe un laboratoire souterrain, en vue de compléter les informations déjà recueillies et de confirmer les conditions favorables du site proposé par l'ANDRA.

La Commission évalue favorablement les données actuellement connues, et recommande le dépôt d'une Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation (DAIE) et d'un laboratoire souterrain sur ce site.

5.3.3 Site du Gard.

Les reconnaissances effectuées par l'ANDRA ont été faites à l'aide d'une campagne de cartographie géologique en surface, d'une campagne de géophysique sismique (6 profils), de forages profonds de reconnaissance, d'études régionales et d'analyses sur les échantillons prélevés en profondeur. Ces travaux ont permis d'établir les points suivants :

- La couche dans laquelle le stockage est envisagée est constituée de silts. Les couches présentent une inclinaison significative (5°) et permettent de trouver un volume utile d'une hauteur de 300 mètres sur une surface de 3 km x 1 km à une profondeur comprise entre 400 et 800 mètres, suffisante pour s'affranchir des perturbations géologiques associées aux éventuelles glaciations.
- Deux campagnes sismiques ont été réalisées dans des conditions de surface très difficiles en raison de la topographie superficielle accidentée et ont fourni des profils de qualité médiocre. La base de la formation envisagée pour le stockage n'est restituée que de façon irrégulière et son toit est encore plus difficile à suivre.
- La corrélation des trois principaux forages fait apparaître des variations latérales importantes dans les faciès et les épaisseurs des séries sédimentaires. L'épaisseur de l'unité silteuse passe d'environ 300 mètres à moins de 100 mètres en 5 kilomètres, ce qui constitue une variation considérable. L'analyse sédimentologique suggère que la

formation silteuse correspond à des dépôts peu profonds ou littoraux dans un contexte de retrait progressif de la mer. Ce contexte est susceptible de provoquer des hétérogénéités significatives de sédimentation à l'intérieur même de la zone étudiée.

- Les analyses sédimentologiques montrent que la fracturation des silts est peu importante et que les couches sont extrêmement peu perméables, offrant des propriétés de confinement favorables. Le gradient hydraulique vertical est faible et l'aquifère situé au dessus de la couche silteuse ne semble pas exploitable dans les conditions de recharge actuelles.

La Commission souligne que le modèle géologique est complexe, que les études effectuées actuellement ne permettent pas d'estimer la géométrie de la couche envisagée pour le stockage à l'aide d'une extrapolation reposant sur la sismique et les trois forages disponibles. Le cadre tectonique est actif et le risque sismique ne peut être écarté, même si aucun effet de la sismicité n'a été mis en évidence jusqu'à présent.

La Commission note que l'ANDRA prendra en compte, dans la demande d'autorisation d'implantation et d'exploitation (DAIE), les effets de la réédition d'un événement Messinien (assèchement de la Méditerranée, il y a cinq millions d'années). Celui-ci se traduirait par la réactivation des réseaux hydrographiques et un surcreusement des vallées qui se situent à proximité immédiate du site de stockage. Même s'il n'y avait pas affouillement direct du site lui-même, l'hydrologie du bassin de drainage serait fortement modifiée.

Les incertitudes résiduelles sont nombreuses et concernent :

- l'absence d'une modélisation tri-dimensionnelle qui permettrait la visualisation de la géométrie de l'espace disponible pour le stockage,
- la qualité médiocre des profils sismiques interprétés qu'il faudrait essayer de retraiter et de compléter par une étude 3D,

- l'existence possible de changements de faciès et de passages latéraux que le faible nombre de forages ne permet pas de documenter,
- une surveillance microsismique pour localiser les excès des contraintes mécaniques et un contrôle de l'activité tectonique des failles majeures.

Du point de vue des critères de sélection rappelés ci-avant, on note que :

- On trouve à environ 450 m de profondeur, au moins au forage de reconnaissance du Belvédère de Marcoule, une épaisse formation argileuse (plus de 300 m) qui pourrait servir éventuellement de roche hôte à un dépôt de déchets radioactifs. Cette série, datée du Gargasien, (Crétacé inférieur), est constituée d'une marne silteuse à grains très fins, très homogène sur la verticale. Cependant, contrairement aux argiles du site de l'Est, la continuité latérale de cette formation et la possibilité de trouver au site étudié une surface suffisante pour y construire un stockage n'est pas encore suffisamment établie. Les conditions sédimentologiques de dépôt montrent en effet que le site se trouve dans une zone de variation rapide d'épaisseur (zone de comblement d'un fossé d'effondrement), et qu'en conséquence tant les épaisseurs que les propriétés de cette formation peuvent connaître des variations latérales rapides, telles que passage latéral à des pourcentage plus élevés de silts, que les données actuelles ne permettent pas encore de préciser, à partir des forages existants. Cette variabilité est à préciser.
- Cette zone se trouve dans une région tectoniquement plus active, où la probabilité de séisme et d'existence de failles actives est plus élevée que dans le site de l'Est. A priori, cet état de fait avait conduit les membres du Groupe de Travail « Goguel » à ne pas retenir cette zone de la vallée du Rhône dans la catégorie des sites a priori favorables. Cependant les travaux réalisés par l'ANDRA semblent montrer que l'activité tectonique passée a portée principalement sur la faille de Nîmes, et bien moins sur la faille de Bagnols, toutes deux d'orientation SSW-NNE ; deux autres failles E-W, celles de Montdragon et de Roquemaure, délimitent un panneau de près de 600 km² qui serait

relativement stable. Au sein de cette zone, ne devrait exister que de petites failles synsédimentaires de faible rejet, scellées par des argiles. Cet état doit être vérifié par des travaux complémentaires, mais la Commission ne pense pas que l'activité néotectonique soit a priori une condition rédhibitoire pour ce site. Le site retenu par l'ANDRA pour l'implantation d'un laboratoire au sein de cette zone, supposé homogène, entre le Rhône à l'Est, la faille de Bagnols à l'Ouest et la vallée de la Cèze au Sud occupe une surface de 15 km².

- Une autre cause d'instabilité propre au site du Gard est assez particulière et tient à la possibilité de retour dans un avenir lointain de ce qui est appelé la « crise messinienne », qui s'est produite en Méditerranée il y a environ 5 millions d'années. Avant d'aborder le problème que cela pose, nous résumons ici la nature de cette crise. Il est maintenant établi qu'il y a près de 5,3 millions d'années, des mouvements tectoniques importants au détroit de Gibraltar ont conduit à la fermeture de ce détroit, et à l'isolement de la mer Méditerranée par rapport à l'Atlantique. Comme le bilan de la Méditerranée est déficitaire (les fleuves y apportent moins d'eau que l'évaporation n'en enlève), la Méditerranée s'est rapidement partiellement asséchée, probablement en moins de 1000 ans. Cet assèchement a pu cependant se produire en deux phases successives, et aurait duré environ 300.000 ans, avant que d'autres mouvements tectoniques ne rouvrent le détroit de Gibraltar. La conséquence principale de cet assèchement a été le creusement très important du lit des rivières, du fait de la chute de près de 1500 m du niveau de la mer. Ainsi le Rhône a réentaillé sa vallée sur une très grande profondeur, et cet effet s'est fait sentir au-delà de Lyon, jusqu'à Génissiat. A Marcoule, le Rhône s'est enfoncé d'environ 700 m, et la Cèze, son affluent en rive droite, de près de 500 m, créant une entaille en V atteignant près de 4 km en surface, et entaillant en profondeur la couche d'argile du Gargasien. Lors de la remise en eau de la Méditerranée, cette entaille a été recomblée par de nouveaux sédiments, argileux d'abord, puis plus grossiers, pour former la plaine du Rhône actuelle, où cette ancienne crise n'est plus du tout visible. Notons que les mêmes phénomènes se sont produits dans la Vallée du Nil, montrant la généralité de cette crise en Méditerranée. Depuis lors, aucune crise similaire ne s'est produite. Entre le Rhône et la Cèze, la « dent

de Marcoule » est restée comme un piton entre ces deux incisions, et sous elle le Gargasien n'a pas été entaillé par l'érosion. C'est dans cette « dent de Marcoule » qu'est envisagé l'installation d'un laboratoire souterrain. La question qu'il faut se poser est alors d'estimer si cette « crise » peut se reproduire dans l'avenir. Cette question dépasse largement l'étude du site lui-même, et oblige à se poser des questions sur les mouvements géodynamiques dans le secteur de Gibraltar. L'ANDRA a entrepris, avec l'aide d'universitaires réputés, l'étude de cette question. Les meilleures estimations disponibles aujourd'hui conduisent à dire qu'inexorablement, le détroit de Gibraltar va à nouveau se fermer, par la conjugaison de mouvements verticaux et horizontaux de plaques Africaine et Européenne qui se rapprochent. Mais l'estimation de la date à laquelle se fera cette nouvelle fermeture est relativement difficile et incertaine, vu le besoin de donner une prévision de la vitesse de déplacement des plaques dans cette région. Les chiffres avancés par l'ANDRA sont de l'ordre de 500.000 à 1 million d'années. De plus, si le même épisode se reproduit, à quel emplacement se creusera la nouvelle incision dans la vallée du Rhône ? La région de la dent de Marcoule sera-t-elle à nouveau préservée de l'érosion, et pour quelle durée ? La Commission a jugé que les réponses actuelles données par l'ANDRA devaient être approfondies : (i) par l'établissement d'un consensus national et international sur les fourchettes de dates possibles pour une réédition de la crise messinienne, et (ii) par une étude quantifiée de l'effet de la nouvelle érosion sur le site de la dent de Marcoule proposé pour le laboratoire. Si à la suite de ces études, il s'avérait que cette crise pourrait se produire, dans quelques centaines de milliers d'années, et qu'elle pourrait conduire à la mise à nu du dépôt, la Commission considère que le site du Gard ne devrait pas être retenu.

- L'espace horizontal pour construire un site de stockage de déchets paraît suffisant, mais doit être encore précisé au vu des incertitudes sur l'homogénéité horizontale du site, et sur l'effet de la réédition de la crise messinienne exposée ci-dessus.

Les conditions hydrogéologiques du site ont été en partie étudiées. Il n'existe pas, selon l'ANDRA, de puits régionaux profonds captant des aquifères productifs dans ce secteur ; cependant les calcaires urgoniens sous la couche gargasienne, et les grès albo-cénomaniens surincombant pourraient contenir des aquifères, ce point reste à étudier plus avant. Mais la grande épaisseur de la série Gargasienne et son apparente très faible perméabilité ne conduisent pas à donner à ce critère un poids important, au moins à l'heure actuelle.

- La résistance mécanique de la roche hôte semble indiquer de bonnes propriétés, comme dans le site Est (résistance mécanique en compression simple de l'ordre de 40 MPa), mais avec peut-être une plasticité plus marquée, conduisant à une refermeture plus aisée des vides. Ceci reste éventuellement à confirmer en laboratoire souterrain.
- Du point de vue géochimique, la roche hôte est constituée de silts quartzeux, de 25 à 40% d'argile (principalement interstratifié illite-smectite), et de carbonates (10 à 25%). Sa capacité de rétention serait, sur les essais réalisés, très bonne, plus forte peut-être que pour le site de l'Est. La perméabilité de la roche est faible (inférieure à 10^{-12} m/s), les coefficients de diffusion sont faibles également (10^{-11} à 10^{-12} m²/s).
- Du point de vue des ressources exploitables, la Commission n'a pas reçu d'information particulière ; le bassin du Sud Est de la France a fait aussi l'objet de recherches pétrolières importantes dans les années 60-80, qui n'ont pas mis en évidence de ressources. Mais ce point demande à être approfondi.
- En résumé, le site du Gard présente en général de très bonnes caractéristiques quant aux propriétés de la roche hôte; la Commission s'interroge cependant sur plusieurs questions assez fondamentales avant de pouvoir émettre un avis sur l'acceptabilité de ce site pour y implanter un laboratoire souterrain :
- continuité latérale et extension du site potentiel ;

- effet de la néotectonique sur les propriétés du site, en particulier le rôle des accidents est-ouest comme la faille de Roquemaure qui serait plus active que les failles de Nîmes et de Bagnols ;
- incertitudes sur les conséquences d'une réédition éventuelle de la crise messinienne ;
- environnement hydrogéologique précis de la zone.

Pour ces raisons, la Commission émettrait un avis sur l'implantation et l'exploitation d'un laboratoire souterrain sur le site du Gard, durant la phase d'instruction qui suivra le dépôt d'un dossier par l'ANDRA, et à la lumière des informations complémentaires qui seront apportées sur les questions invoquées ci-dessus.

5.3.4 Site de la Vienne.

Le programme de reconnaissance du site de la Vienne a comporté les éléments suivants : synthèse des données géologiques existantes, reconnaissance et cartographie sur le terrain, campagne de géophysique (gravimétrie, aéromagnétique et coupe sismique pour les terrains de couverture), réalisation de forages et études de la stabilité géodynamique selon la description faite en annexe. La caractéristique particulière de ce site est que la roche hôte, un granite, est recouverte par une couverture sédimentaire qui ne permet pas l'observation directe du granite en surface pour y localiser les grands blocs homogènes, comme au Canada, en Suède ou en Finlande. Ce granite (ou un granite apparenté) affleure en revanche à proximité, en Bretagne ou dans le Massif Central, la zone choisie, le seuil du Poitou, ayant conservé une épaisseur de l'ordre de 200 m de sédiments qui se sont déposés sur le granite. De plus, comme pour tout massif granitique, les granites sont normalement affectés d'une fracturation importante dont la distribution aléatoire ne permet pas l'extrapolation de la perméabilité moyenne, par exemple mesurée dans un forage, sur la distance requise pour la

construction d'un stockage. Cette propriété détermine la tactique de construction d'un stockage dans le granite, même sur les sites affleurants, qui oblige à passer par le stade d'un «laboratoire souterrain» de reconnaissance pour chaque galerie de stockage, pour ainsi pouvoir déterminer si la perméabilité moyenne est suffisamment basse. Cette façon de procéder devrait permettre d'éviter des blocs de granite affectés de fracturations trop importantes ou insuffisamment colmatées.

Les travaux de reconnaissance de ce site menés par l'ANDRA sont donc basés sur une méthodologie différente de celle appliquée aux formations argileuses. En particulier des forages plus nombreux ont été nécessaires pour tenter d'établir une cartographie du socle cristallin sous la couverture sédimentaire, en s'appuyant sur les données géophysiques (gravimétrie et la prospection aéromagnétique).

La roche dans laquelle le stockage est envisagée est constituée de granites situés sous une couverture sédimentaire épaisse d'environ 150 mètres. Cette formation, épaisse de plusieurs centaines de mètres, s'étend sur une surface d'au moins 3 km x 2 km.

Plusieurs campagnes de géophysique ont été réalisées, portant sur la gravimétrie et la prospection aéromagnétique de la région. Cinq profils sismiques ont été réalisés au Nord - Nord Est de Charroux et des forages ont été placés sur ces profils. La Commission considère que d'autres méthodes géophysiques (électriques) devraient compléter ces données. Elle note aussi que l'interprétation proposée par l'ANDRA n'est pas la seule possible compte tenu du contexte géologique de la bordure Nord Ouest du Massif Central et qu'elle devrait être appuyée par un modèle géophysique numérique basé sur l'interprétation présentée et restituant correctement l'ensemble des données obtenues.

La Commission note que la formation granitique a une composition géochimique favorable puisqu'elle s'altère en donnant des minéraux argileux susceptibles de colmater les fractures. Cependant, la composition de ces granites est variable sur le site et il faudrait s'assurer de l'absence de tout contact par faille au niveau de ces différents ensembles.

Le cadre tectonique montre de grands accidents associés à la fin de la période Hercynienne. La sismicité de la région est encore significative actuellement. Une fracturation importante affecte les granites ; certaines de ces fractures sont ouvertes et le plan de fracture, fortement incliné, montre des stries qui suggèrent un déplacement vertical. Comme il en existe plusieurs par mètre, le réseau de fractures pourrait être interconnecté et on peut se demander dans quelle mesure la perméabilité globale du massif granitique est affectée par le réseau de fractures.

La Commission note l'existence au sein de la couverture sédimentaire de deux nappes aquifères exploitées.

L'obtention d'un modèle géologique fiable est compliquée par l'impossibilité d'une observation directe des roches cristallines envisagées pour le stockage, du fait de la couverture sédimentaire. Même si une prospection électrique permettait de réaliser un écorché géologique sous les dépôts sédimentaires et de déterminer si les failles du granite s'accompagnent d'une frange d'altération favorisant la circulation des fluides, la Commission considère qu'un effort de modélisation doit être développé et que le site retenu devrait être étendu dans la région à des zones où le granite affleure, et permettant des études d'une beaucoup plus grande fiabilité.

Du point de vue des critères de sélection rappelés en 5.2, on peut dire que :

- Un bloc hôte de granite, constitué apparemment d'une granodiorite calco-alkaline porphyroïde (c'est-à-dire d'une espèce de granite) relativement homogène serait disponible sur plus de 10 km² dans les Cantons de Charroux-Civray pour y implanter un stockage. Ce granite se trouve à environ 180 m sous la surface du sol, et sa limite inférieure est très profonde, probablement supérieure à 1000 m, où on pourrait retrouver d'autres granites. Dans la zone retenue pour un éventuel laboratoire souterrain, au voisinage de La Chapelle Baton, le site est éloigné de plus de 5 km des grandes failles NW-SE d'Availles-Limouzine et d'Asnois. La Commission a noté toutefois qu'en ce qui

concerne la nature du granite en profondeur, et sa variabilité, des traitements complémentaires des données géophysiques recueillies pouvaient encore être réalisés, et apporter des éléments de confirmation.

- Du point de vue géodynamique, la sismicité du site est significative dans le contexte français. Le séisme du 18/11/1901 ressenti dans la région de Charroux a atteint l'intensité VI dans l'échelle MSK. Mais cette sismicité ne semble pas s'accompagner de mouvements importants. Cette question doit être approfondie, mais ne semble pas être un critère fondamental pour éliminer ce site ; on admet généralement que les effets des séismes en profondeur sont en général plus petits qu'en surface.
- Du point de vue hydrogéologique, le site est plus compliqué ; et il y a lieu de distinguer d'abord la couverture sédimentaire, puis le granite lui-même. (i) La couverture sédimentaire possède deux aquifères superposés, dans le Dogger (calcaires karstifiés) et dans l'Infra-Toarcien (calcaires et grès). Ces deux aquifères sont séparés par un niveau marneux peu perméable du Toarcien. Ces deux aquifères sont exploités pour l'irrigation et l'alimentation en eau potable, la tendance actuelle étant d'équiper des puits dans la nappe la plus profonde, de meilleure qualité comparée à celle du Dogger. Ceci signifie que les terrains sédimentaires au droit du granite sont dès aujourd'hui l'objet d'une exploitation, et que ce granite n'est pas isolé des aquifères par un niveau imperméable, on trouve au contraire au contact un niveau arénitisé (sableux) ou altéré. Il est donc nécessaire de considérer, dans une analyse de sûreté du site, que les radionucléides qui pourraient s'échapper du futur du site de stockage se retrouveront directement dans des aquifères exploités localement, et non dans un exutoire tel que rivière ou mer. Seule une analyse de sûreté peut dire si les conséquences de cette situation sont néanmoins acceptables, compte tenu de l'ensemble des barrières mises en place pour confiner les déchets. Il faut noter qu'en l'absence d'exploitation de la nappe de l'infra-Toarcien, les gradients hydrauliques dans la zone étudiée sont assez faibles, impliquant des vitesses de déplacement lentes ; mais ces gradients peuvent être artificiellement augmentés par la mise en service de pompes. (ii) En ce qui concerne le granite lui-même, les essais sur les forages actuels

donnent des valeurs de perméabilité équivalente de l'ordre de $4 \cdot 10^{-8}$ à $8 \cdot 10^{-10}$ m/s. Ces valeurs sont environ de deux ordres de grandeur plus élevées que celles estimées sur les granites Suédois ou Finlandais en cours d'étude. Cette perméabilité est liée à la présence de fractures dans le granite, en moyenne 4 par mètre, dont l'ouverture est inférieure à 5 mm (en moyenne 2 mm). Cette perméabilité ne semble pas décroître significativement avec la profondeur, des venues d'eau significatives (-1 l/min pour 100 m de rabattement) ayant été observées jusqu'à environ 600 m. Il est à noter que les essais d'injection d'eau dans les forages n'ont pas encore été faits par passes de 5 m, comme c'est le cas dans les études faites en Suède par exemple, et que les valeurs connues actuellement sont moyennées sur des hauteurs importantes, ce qui ne permet pas de calculer la perméabilité des fractures individuelles. De cette analyse il faut conclure que dans l'état actuel des connaissances, la perméabilité du granite semble relativement élevée, lui enlevant ainsi un fort pouvoir de confinement. Cela ne veut pas nécessairement dire que, compte tenu des autres barrières mises en place, le site soit à rejeter, mais seule une analyse de sûreté, lorsque les valeurs des paramètres de la roche seront acquises, pourrait permettre de le dire.

- Du point de vue géochimique, la roche hôte ne possède pas en elle-même de pouvoir élevé de rétention, mais les remplissages des fractures contiennent des minéraux argileux et des carbonates. Il n'est pas établi aujourd'hui si cette altération du granite lui conserve un pouvoir de rétention par diffusion des radionucléides dans la porosité de matrice du milieu, à partir des fissures. Cette possibilité est considérée, en Suède, comme une caractéristique très importante pour le résultat des analyses de sûreté. Du point de vue des eaux contenues dans le granite, on observe des salinités élevées. Comme l'avait souligné la première Commission CASTAING (1981-1984), la salinité de l'eau peut avoir des conséquences importantes pour la corrosion des éléments métalliques pouvant constituer la barrière ouvragée, ceci devra également être pris en compte dans une analyse de sûreté. L'origine de cette salinité de l'eau n'est pour l'instant pas établie de façon certaine (dissolution de la roche, impliquant une faible mobilité, ou apport extérieur). La présence de cette eau salée en profondeur pourrait être considérée comme un élément favorable, si

elle indique une absence de mobilité des eaux ; mais il faudrait aussi établir que la mise en place d'un laboratoire souterrain et ultérieurement d'un éventuel stockage ne va pas perturber cet équilibre, ainsi d'ailleurs que la mise en exploitation des forages dans les aquifères de la couverture. La salinité observée aujourd'hui n'implique pas que cette solution soit stable, elle pourrait être en renouvellement lent à partir d'eaux plus douces.

- Du point de vue mécanique, aucun élément d'évaluation n'est encore disponible aujourd'hui. Cependant les propriétés du granite sont en général très favorables au creusement de galeries, et le site de la Vienne doit présenter a priori d'excellentes propriétés du point de vue de la construction d'un laboratoire ou d'un dépôt. Cependant, comme tout granite, cette roche hôte ne possède qu'une faible plasticité, et le scellement des galeries et des puits d'accès, lors de la fermeture du stockage éventuel, devra compter sur les seules propriétés des matériaux de scellement, et pas sur un serrement de la roche, comme dans l'argile. La nature des matériaux de scellement que l'ANDRA envisage d'employer n'est pas connue de la Commission aujourd'hui.
- Du point de vue des ressources exploitables, peu de choses sont aujourd'hui connues. L'uranium, souvent présent dans les granites, n'est pas propice à une exploitation minière (concentration très faible de l'ordre de 20 ppm). Aucune anomalie de type remplissage de veines, ou présence d'autres métaux, n'a été constatée. Si les études doivent être poursuivies, ce critère n'apparaît pas fondamental pour le site de la Vienne.

En résumé, la Commission a considéré que le site de la Vienne présente des conditions hydrogéologiques tant au point de vue du granite lui-même que des aquifères susjacents, qui ne semblent pas favorables pour un éventuel stockage. Cela ne veut pas dire que ces conditions soient nécessairement rédhibitoires, mais seules des études préliminaires plus approfondies conduites à partir de la surface, puis dans le laboratoire souterrain, accompagnées d'une étude de sûreté, pourraient permettre de l'établir. Pour ces raisons, la Commission n'est pas en mesure d'émettre aujourd'hui un avis émettra un avis sur l'implantation et l'exploitation d'un laboratoire

souterrain sur le site de la Vienne durant la phase d'instruction qui suivra le dépôt d'un dossier par l'ANDRA et à la lumière des informations complémentaires qui seront apportées sur les questions évoquées ci-dessus.

La Commission est cependant consciente que les formations granitiques peuvent constituer une alternative valable au stockage dans les milieux argileux ; si un site dans le granite n'était pas retenu en France pour y construire un laboratoire souterrain, cela impliquerait que seules les roches argileuses seraient dorénavant étudiées. La Commission recommande que les conséquences d'un éventuel abandon du site granitiques soit évalué au regard des stratégies qui seront retenues (stockage en l'état des combustibles irradiés, réversibilité à 50 ou 100 ans...). Certaines difficultés pourraient être levées si le granite était affleurant en surface. (absence d'aquifères dans le recouvrement sédimentaire, meilleure connaissance de la cartographie du toit des roches cristallines).

5.4 Propositions complémentaires.

La Commission souligne cependant qu'il serait souhaitable de situer le choix des laboratoires souterrains dans un contexte plus large que celui de leurs seules caractéristiques géologiques. Les éléments supplémentaires qu'il conviendrait de prendre en compte concernent notamment :

1. La notion même de concept multibarrière qui a pour mérite de faire prendre en compte simultanément, dans une analyse de sûreté, tous les éléments caractéristiques du site et du projet de stockage.
2. Le rôle que doit jouer la barrière géologique dans ce concept, qui peut être différent d'un site à l'autre.

3. La possibilité de « surprises » éventuelles au cours des recherches dans les laboratoires souterrains, et l'intérêt de ne pas limiter les choix prématurément.
4. Le rôle des analyses de sûreté itératives qui permettront d'affiner progressivement à la fois les concepts de stockage pour chaque site, et la sûreté de l'ensemble, en favorisant notamment l'étude de diverses solutions techniques possibles, par exemple pour les propriétés des colis ou l'utilisation de matériaux de remplissage.
5. La prise en compte de l'ensemble des questions liées à la facilité de construction et à la sécurité normale des stockages, y compris les exigences éventuelles liées à la réversibilité, qui peuvent se révéler plus ou moins favorables en fonction du milieu géologique choisi.

CHAPITRE 6

EXAMEN DES TRAVAUX SUR LES TROIS AXES DE RECHERCHES

6.1 Axe 1 : Recherche sur la transmutation et la séparation

6.1.1 Recherches sur la transmutation

Au chapitre 5, consacré à l'axe 1 de la loi, de son premier rapport, la Commission a décrit le cadre général et les conditions physiques de la transmutation de radionucléides à vie longue dans les réacteurs nucléaires. Il a depuis été porté à la connaissance de la Commission la poursuite des études menées dans le cadre du programme ACTINEX* du segment SPIN* et, au cours de l'audition du 8 février 1996, de résultats obtenus au CEA, à EDF et à COGEMA concernant des scénarios de recyclage du plutonium et des actinides mineurs dans un parc électronucléaire. Ces organismes ont présenté à cette occasion les caractéristiques physiques principales et les performances attendues de quelques scénarios de recyclage. Depuis, des informations complémentaires ont été fournies à la demande de la Commission par CEA et EDF. Celles-ci comportent notamment un calendrier de travail qui devrait apporter les réponses de ces deux organismes aux demandes de la Commission.

Par ailleurs, une Commission* scientifique chargée d'évaluer les capacités de Superphénix comme outil de recherche, désignée ci-après la Commission SPX, présidée par le professeur Raimond CASTAING, membre également de la Commission Nationale d'Evaluation, a été chargée fin 1995 par le Gouvernement d'évaluer l'aptitude de Superphénix à accueillir un programme de recherche, notamment le Programme d'Acquisition des Connaissances (PAC)* proposé conjointement par EDF, NERSA et CEA dans la lettre adressée le 26 avril 1994 au ministre de la recherche, suite à la demande formulée par le Premier ministre dans un communiqué du 22 février 1994. Ainsi que prévu par la lettre de mission adressée au

Termes définis dans le glossaire

professeur CASTAING, le présent rapport s'appuie sur les commentaires et analyses de cette Commission, dont les conclusions sont remises au Gouvernement à la fin du mois de juin de cette année.

En accord avec la recommandation, formulée par la Commission dans son premier rapport, d'une coopération plus étroite entre le CEA et le CNRS sur les systèmes et cycles innovants en relation avec la transmutation des déchets, un groupement de recherches, appelé GEDEON* (GEstion des DEchets par des Options Nouvelles), a été décidé en janvier 1996 et est en cours de formation entre ces deux organismes et EDF. A cette occasion, les efforts internationaux dans ce domaine seront évoqués.

Enfin, en réponse à la demande de la Commission, le CEA a présenté, lors de son audition du 9 mai 1996, des critères permettant une hiérarchisation des radionucléides en vue de leur séparation et transmutation.

6.1.1.1 Études générales

Les études générales concernant la transmutation en réacteur à eau ou à neutrons rapides se poursuivent au CEA. Le CEA a ainsi présenté des données décrivant l'incidence de la transmutation en réacteurs d'actinides mineurs sur la sûreté et le fonctionnement du réacteur, ainsi que sur les opérations du cycle du combustible (radioprotection et procédés). Ces résultats importants devraient orienter les choix techniques : recyclage homogène du neptunium, recyclage hétérogène de l'américium, voire du curium? S'agissant du curium, plusieurs voies sont regardées: transmutation avec l'américium (et lanthanides?), entreposage de décroissance du curium vers le plutonium, conditionnement spécifique du curium sans transmutation. Il est clair que la manière de traiter ces corps, sans préjuger de leur hiérarchisation qui sera traitée plus loin, interagit fortement avec les procédés de séparation chimiques préalables.

termes définis dans le glossaire

La Commission estime qu'une stratégie de transmutation ne peut se construire sans une forte interaction avec les procédés de séparation chimique préalables. Elle recommande que, dans le cadre du programme ACTINEX^{*}, les études menées à la DRN^{*} sur la transmutation en réacteur et à la DCC^{*} sur la séparation soient conduites en forte interaction.

6.1.1.2 Les scénarios visant à minimiser la production du plutonium et des actinides mineurs et à assurer leur recyclage

Dans son précédent rapport, la Commission avait noté que la transmutation pouvait se concevoir dans deux contextes différents, correspondant à des situations énergétiques contrastées.

Le premier est celui du recyclage du plutonium, et éventuellement des actinides mineurs, dans un parc de réacteurs susceptibles de fonctionner pour une période de l'ordre de la centaine d'années. Il vise à stabiliser les inventaires en actinides présents dans les réacteurs du parc et dans le cycle associé. Une telle voie n'a de sens que si elle s'insère dans un programme nucléaire important, s'inscrivant dans la durée, pour lequel on chercherait à limiter, pour cette raison, la radiotoxicité des déchets ultimes produits annuellement que l'on rendrait ainsi indépendante de l'électricité produite dès lors que l'inventaire est stabilisé. Le recyclage peut se concevoir soit dans un parc unique (recyclage homogène), c'est à dire constitué de réacteurs de même type utilisant les mêmes combustibles, soit, au contraire, dans un parc mixte (recyclage hétérogène), comprenant par exemple de réacteurs standard, appartenant à la filière à eau pressurisée et producteurs nets d'actinides, et de réacteurs incinérateurs. Les performances de stabilisation (constante de temps et niveau de stabilisation) dépendent de plusieurs facteurs tels que:

- la minimisation de la production de plutonium et des actinides mineurs, que l'on peut réaliser au départ dans les réacteurs standard, par augmentation du taux de combustion

termes définis dans le glossaire

ou/et en favorisant, dans le cas des réacteurs à eau, la fission par rapport à la capture des neutrons dans ^{238}U grâce à une modération accrue;

- les durées relatives des cycles d'irradiation et des opérations hors réacteurs (qui doivent être les plus courtes possibles, ce qui est également favorable pour limiter la production de ^{241}Am par décroissance de ^{241}Pu) ;
- le rythme de déploiement des réacteurs incinérateurs dans le cas du recyclage hétérogène (déterminé notamment par l'inventaire en matière fissile minimal nécessaire au démarrage d'un tel réacteur) ;
- les taux d'incinération rapportés à la production d'énergie (exprimés souvent en kg par TWh thermique ou électrique), que l'on peut tenter d'augmenter pour se rapprocher de la limite maximum théorique de 46 kg d'actinides consommés par TWh thermique (soit 110 kg par TWh_e dans le cas d'un réacteur qui aurait un rendement électrique de 42%, analogue à celui de Superphénix).

A l'opposé, le deuxième contexte est celui d'un parc électronucléaire qui serait destiné à être arrêté (le cas s'applique également à un stock de plutonium militaire que l'on souhaiterait éliminer). Dans ce cas, on cherche à détruire de la manière la plus complète possible, et en un minimum de cycles, les noyaux lourds indésirables par fission, voire certains produits de fission à vie longue par capture radiative. Cela suppose des durées hors réacteurs les plus courtes possibles et des réacteurs "spécialisés" conçus pour se rapprocher nettement de la limite maximum théorique mentionnée ci-dessus. Il faut qu'ils soient, en outre, capables de produire un nombre suffisant de neutrons disponibles pour détruire des noyaux lourds peu ou pas fissiles, tels que les principaux actinides mineurs ou certains produits de fission à vie longue.

Dans les deux situations décrites ci-dessus, les quantités de radionucléides à vie longue entreposés puis stockés dans les déchets ultimes (nouveaux verres, déchets B) sont

proportionnelles aux inventaires manipulés dans les opérations de retraitement et de fabrication de combustibles et aux taux de pertes dans les déchets (on atteint aujourd'hui pour le plutonium environ 0,12% de perte allant dans les verres et les déchets B).

Dans leur présentation du 8 février 1996, CEA et EDF ont présenté un certain nombre de scénarios de recyclage du plutonium et d'actinides mineurs, où figurent les principaux paramètres physiques permettant une première comparaison entre eux. Par ailleurs, COGEMA a fait part à la Commission de quelques réflexions sur le même sujet, et fourni des informations concernant les outils et performances industrielles du retraitement à la Hague et du recyclage tel qu'il est aujourd'hui pratiqué dans 7 réacteurs 900 MWé du parc EDF, chargés pour un tiers des combustibles MOX.

Les principaux résultats de l'étude CEA (celle de EDF est similaire) sont rassemblés en annexe 5 et concernent les scénarios suivants :

- le cycle ouvert, fondé sur le réacteur N_4UOX^* à 55 000 MWj/t dans le mode standard et avec modération accrue (tableau 6.1).
- le recyclage du plutonium seul :
 - en mode hétérogène, (tableau 6.2) dans un parc de réacteurs UOX associés à des réacteurs MOX* (à 2 niveaux de modération) de type EPR* ou à des réacteurs à neutrons rapides de type CAPRA* (c'est à dire fonctionnant en incinérateurs de plutonium) ;
 - en mode homogène, (tableau 6.3) dans un parc composé à 100% de réacteurs MOX (à 2 niveaux de modération) de type EPR* ;

* termes définis dans le glossaire

- le recyclage du plutonium et des actinides mineurs (tableau 6.4) :
 - en mode hétérogène, dans un parc mixte composé de réacteurs N4-UOX et de réacteurs CAPRA, avec ou sans réacteurs REP-MOX (seul le scénario MIX1, sans REP-MOX, est représenté sur le tableau 6.4);
 - en mode homogène, dans un parc composé à 100% de réacteurs à neutrons rapides de type EFR* (tableau 6.4).

Ces résultats conduisent aux remarques suivantes:

- a) La Commission apprécie l'effort qui a été entrepris au CEA et à EDF pour l'étude de scénarios et la communication qui lui a été faite des données chiffrées essentielles, nécessaires à son travail d'évaluation. Cet effort de coopération entre organismes doit être poursuivi, notamment dans la recherche d'une plus grande cohérence entre les hypothèses adoptées. A titre d'exemple, la Commission note que les performances attendues d'un parc mixte de réacteurs, susceptibles de stabiliser l'inventaire en actinides, dépendent d'une manière cruciale de certains paramètres comme les taux d'incinération et les durées d'immobilisation des inventaires hors irradiation (refroidissement avant retraitement, fabrication de nouveaux combustibles). Il n'est pas évident à la Commission que la valeur de 3 ans choisie pour le temps de refroidissement d'un combustible déchargé à 140 000 MWj/t d'un RNR* soit réaliste, alors que la même étude prend 5 ans pour un combustible REP de 55 000 MWj/t. Ceci amène la Commission à faire plus loin une recommandation générale sur la nécessité d'études de sensibilité.
- b) l'augmentation du rapport de modération d'un réacteur a pour effet de réduire la production de plutonium et d'actinides mineurs d'environ 25%, et ce avec un enrichissement moindre en ^{235}U (tableau 6.1). La modération accrue a également un effet bénéfique sur la production d'actinides mineurs et la valeur d'inventaire à l'équilibre si on l'utilise en recyclage (tableaux 6.2 et 6.3). C'est ainsi que l'on pourrait, en recyclage homogène

(tableau 6.3), avec un rapport de modération de 4 pour EPR*, limiter l'inventaire du parc de 60 GWé à 100 tonnes de plutonium environ, comparé à 200 tonnes avec N_4 MOX ou 300 tonnes avec des réacteurs CAPRA*. En contrepartie, à volume de cuve égal, le passage à la modération accrue conduit à des réacteurs moins puissants et à un plutonium dont la composition isotopique est légèrement plus dégradée que dans le cas standard.

c) le simple recyclage du plutonium conduit, dans tous les scénarios, à une production accrue d'actinides mineurs par comparaison au cycle ouvert.

d) le recyclage hétérogène en réacteurs EPR_{MOX} (tableau 6.2) nécessite une augmentation, à chaque recyclage, de la teneur en plutonium des combustibles pour compenser la perte de réactivité due à l'accumulation d'isotopes pairs du plutonium; selon les cas, le recyclage doit, de ce fait, être limité à 2-3 cycles, si l'on veut maintenir un coefficient de vidange positif. Il est proposé dans les études présentées à la Commission de lever cette contrainte soit en "purgeant", par séparation isotopique, le plutonium de son isotope 242, soit en ne le recyclant qu'à une teneur constante et la plus élevée possible, compatible avec les exigences de sûreté.

e) le recyclage homogène ne devrait pas connaître une telle limitation, et devrait permettre d'atteindre un inventaire en plutonium se stabilisant à un niveau près de trois fois plus faible qu'en recyclage hétérogène dans des réacteurs à eau correspondants, et également inférieur à celui d'un recyclage en RNR_{CAPRA}. La combinaison avec la modération accrue améliore encore ces performances. Par ailleurs, le mode de recyclage homogène conduit à n'utiliser qu'un seul type de combustible, peu chargé en plutonium (de 1,2 à 2% à l'équilibre) dans un parc de réacteurs standardisés. Il constitue une option attractive à considérer attentivement. Cette option implique cependant des capacités de fabrication de combustibles MOX environ 10 fois supérieures à l'option hétérogène et une consommation un peu plus importante d'uranium (elle est accrue d'un peu moins de 10%).

f) du fait de l'aptitude des neutrons rapides à "fissionner" les actinides d'une manière plus efficace que les neutrons lents, l'accent a été mis dans ces études sur les réacteurs à neutrons rapides pour le recyclage des actinides mineurs.

La Commission prend acte des réponses positives apportées par CEA et EDF aux demandes, qu'elle a formulées dans sa lettre du 28 février 1996, à savoir :

- a) présenter, pour juin 1996, des scénarios de recyclage du plutonium et des actinides mineurs dans un parc composé uniquement de réacteurs à eau, compte tenu de l'importance pratique de ces réacteurs ;
- b) compléter, pour la fin de l'année 1997, ces premières données physiques relatives à ces scénarios, par des études concernant la sûreté, ainsi que la faisabilité technique, industrielle et économique, études qui devraient permettre de sélectionner certains scénarios, dont l'impact radiologique à court terme serait étudié d'une manière détaillée, pour le milieu de 1999 ;
- c) présenter, pour le milieu de 1997, le résultat d'études de scénarios d'incinération des inventaires de plutonium et d'actinides mineurs, dans l'hypothèse de l'arrêt du programme nucléaire actuel.

Par ailleurs, les considérations développées plus haut, amènent la Commission à recommander :

- **que l'accent soit mis, dans les évaluations approfondies, sur des scénarios fondés sur le recyclage du plutonium (voire des actinides mineurs) dans un parc composé uniquement de REP, et notamment du recyclage homogène avec, si possible, une modération accrue.**

- que l'on étudie, si cela n'est déjà le cas, de tels scénarios dans le cadre du projet de réacteur européen EPR.
- que l'on complète les résultats, déjà présentés en annexe, par des études de sensibilité à certains paramètres critiques, comme les taux d'incinération ou les durées de cycle hors réacteur, en anticipant notamment sur les possibilités industrielles et les contraintes de sûreté qui ne manqueront pas d'apparaître lors de la mise en oeuvre effective de ces scénarios.

6.1.1.3 Le programme de recherche à Superphénix

La Commission a auditionné le Professeur R. Castaing, Président de la Commission chargée d'examiner les capacités de Superphénix comme outil de recherche (désignée ci-après sous le nom de "Commission SPX")*, notamment pour la réalisation des 3 volets du Programme d'Acquisition des Connaissances, dont seuls les deux derniers (PAC 2* et PAC 3*) intéressent directement les travaux de la Commission Nationale d'Evaluation.

L'objectif du PAC 2 est d'évaluer la flexibilité des RNR-sodium en matière de modulation du taux de sur- ou sous-génération, et leur insertion dans les scénarios présentés au § 6.1.1.2 ci-dessus par CEA et EDF. Le passage d'un tel réacteur en mode plus ou moins fortement "sous-générateur" suppose que l'on réduise les quantités d'uranium présentes dans le réacteur :

- en retirant les éléments fertiles actuels, ce qui conduirait à une consommation nette de plutonium de l'ordre de 100 kg de plutonium par an environ, soit 1% de la production annuelle de plutonium du parc REP actuel. Ceci concerne la première partie du PAC 2, relative au passage progressif à la sous génération par retrait des couvertures radiales avec le coeur n°2 (2000-2003), puis axiales avec le coeur n°3 (2004-2007).

- puis en diminuant autant que faire se peut la concentration d'uranium dans le coeur, pour se rapprocher d'une consommation maximum de 800 kg de plutonium par an dans Superphénix. Ceci concerne la deuxième partie du PAC 2, relative à la qualification industrielle d'assemblages chargés en plutonium et à faible teneur en uranium, voire sans uranium, étudiés dans le cadre du programme CAPRA* (Consommation Accrue de Plutonium dans les Rapides) mené par le CEA.

L'objectif du PAC 3 est d'évaluer les performances possibles des RNR en matière de destruction des actinides mineurs à travers des expériences d'irradiation d'assemblages et d'aiguilles chargés respectivement en neptunium et en américium, dans la continuité de celles qui ont été ou sont menées à Phénix, depuis 1986 et 1995 respectivement, dans le cadre de SUPERFACT 1* et SUPERFACT 2.*

6.1.1.3.1 Observations de la Commission SPX concernant le PAC 2

La Commission SPX a examiné les travaux prévus dans le cadre de ce second volet du PAC* à la lumière, d'une part du contexte industriel dans lequel ils seront conduits, d'autre part des diverses stratégies de gestion du plutonium actuellement envisagées ou envisageables.

Les auditions auxquelles elle a procédé l'ont amenée à la conviction qu'il est pratiquement exclu qu'à moyen terme, c'est à dire lors du remplacement, total ou partiel, de notre parc actuel, qui devrait intervenir dans une quinzaine d'années, un développement industriel notable de réacteurs à neutrons rapides puisse voir le jour, tout au moins si les décisions en la matière sont uniquement guidées par des considérations économiques. En tout état de cause, c'est l'hypothèse selon laquelle un nouveau parc de réacteurs, constitué en quasi-totalité par des réacteurs à eau, prendra la succession directe de notre parc actuel, qui a sous-tendu son évaluation du rôle que Superphénix pourrait jouer comme outil de recherche.

S'appuyant sur les scénarios du § 6.1.1.2, la Commission SPX a souligné que, tant que l'uranium enrichi est économiquement accessible, l'inventaire en plutonium d'un parc de réacteurs à eau pouvait être stabilisé, sans que l'on ait besoin de réacteurs à neutrons rapides. En revanche, de tels réacteurs pourraient s'avérer efficaces pour détruire un tel inventaire, en cas d'arrêt du nucléaire, destruction qui prendrait nécessairement plusieurs décennies, voire une centaine d'années. La Commission SPX a noté cependant le rôle que pourrait jouer des réacteurs sous-critiques pour réduire de telles durées.

Enfin, la Commission SPX a souligné qu'il reste à démontrer que des combustibles à forte teneur en plutonium ne dégraderaient pas la sûreté d'un réacteur tel que Superphénix, ce qui demandera un volume d'études complémentaires considérable.

Pour toutes ces raisons, et compte tenu de l'échéance 2006 fixée par la loi du 30 décembre 1991 sur les déchets, la Commission SPX considère que l'urgence d'une démonstration industrielle de sous-génération dans Superphénix est moins grande que celle de l'obtention de résultats significatifs en matière d'incinération des actinides mineurs, dans le cadre des objectifs visés par le PAC 3.

6.1.1.3.2 Observations de la Commission SPX concernant le PAC 3

Les objectifs du PAC 3 s'inscrivent directement dans le cadre de l'axe 1 de la loi, ce qui a amené la Commission SPX à examiner tout particulièrement la cohérence du programme de recherches envisagé avec le calendrier décisionnel qu'impose cette loi. Elle a ainsi été conduite, d'une part à suggérer quelques priorités, d'autre part à chercher dans quelle mesure l'outil Superphénix pourrait apporter une contribution utile dans le cadre d'un élargissement des objectifs actuels du PAC.

La Commission SPX recommande qu'une priorité soit donnée aux études de faisabilité de l'irradiation "en un seul passage" (c'est à dire sans un nouveau recyclage) d'aiguilles chargées en américium de l'inventaire initial, sur celles relatives au neptunium. En effet, le neptunium présente un risque potentiel à long terme nettement plus faible que l'américium de l'inventaire initial, du moins avant la centaine de milliers d'années. Elle recommande donc que l'on irradie

dès le 2ème coeur quelques aiguilles d'américium afin de disposer de résultats significatifs à l'échéance de 2006.

De façon plus générale, la Commission SPX incline à penser que Superphénix pourrait être sollicité plus largement, comme simple source de neutrons, dans diverses expériences qui seraient particulièrement utiles si Phénix venait à être indisponible, dans le cadre par exemple d'études du comportement de matériaux, de gaines notamment, aux flux de neutrons, voire de l'exploration de filières nouvelles (par exemple études de corrosion par le plomb sous irradiation). Ces recherches ne devraient pas se limiter à de simples essais de validation technique, mais s'appuyer sur un effort important de recherche fondamentale, expérimentale et théorique, en thermodynamique des solides, en physique de la déformation, en corrosion par le plomb et en effets des radiations, mené tant au CEA que dans des laboratoires du CNRS et de l'Université.

Au terme de son examen, la Commission SPX considère comme légitime le désir de tirer tous les enseignements possibles des investissements considérables, intellectuels et financiers, qui ont déjà été consentis pour la réalisation de Superphénix. Elle souhaite toutefois que les connaissances recherchées ne limitent pas leur objectif à la qualification de ce réacteur particulier et puissent dans toute la mesure du possible avoir une portée plus générale. Elle estime que dans ces conditions, il vaudrait peut-être mieux accepter un retard éventuel dans la mise en place d'un coeur n°3, au profit d'une diversification des expériences conduites dans les coeurs actuellement existants.

6.1.1.4 Les systèmes et les cycles innovants

Dans son précédent rapport, la Commission recommandait que soient intensifiés les efforts de recherche sur des solutions innovantes dans le domaine de la transmutation, qui pourraient être mises en place industriellement à moyen terme. Il s'agit d'une part de l'ensemble des recherches sur l'utilisation des réacteurs à neutrons rapides pour l'incinération des actinides et, éventuellement, de certains produits de fission et, d'autre part, de systèmes sous-critiques assistés par accélérateur, fonctionnant éventuellement avec du thorium. Ces deux grandes

options, bien qu'elles correspondent à une même vision de la gestion des corps à vie longue, ne sont nullement au même niveau de connaissance et de développement, un certain nombre de réacteurs à neutrons rapides ayant déjà été construits, tels que Phénix et Superphénix en France. Le point sur les recherches en cours, concernant leur utilisation comme incinérateur, a fait l'objet du précédent paragraphe 6.1.1.3.

S'agissant de l'autre option, le CEA a entrepris, depuis maintenant deux ans environ, l'étude des propriétés de transmutation de tels systèmes, à l'aide de codes de simulation. Par ailleurs des chercheurs du CEA (DSM^{*}, DAM^{*}) et de l'IN2P3 poursuivent, auprès d'installations comme l'accélérateur Saturne ou le centre européen de Geel, des études en amont visant à acquérir des données nucléaires pertinentes pour ces systèmes ou à valider et développer les codes de simulation. Ces travaux se font, pour la plupart, en collaboration. Enfin, des équipes de trois laboratoires de l'IN2P3 continuent à collaborer aux études menées en amont du projet, proposé par C.Rubbia au CERN, d'un amplificateur d'énergie à neutrons rapides et refroidi au plomb.

Les éléments nouveaux, depuis le rapport n°1 de la Commission, concernent le démarrage à Cadarache sur l'installation Masurca^{*} ainsi qu'à l'ISN^{*} de Grenoble sur l'accélérateur Sara,^{*} d'études expérimentales de configurations sous-critiques sous l'angle de leurs propriétés neutroniques et de transmutation. Un fort intérêt pour ces axes de recherche s'est, par ailleurs, fait jour parmi la communauté des physiciens nucléaires regroupés au sein de la Direction des Sciences de la Matière du CEA. Cette situation a conduit le CEA et le CNRS à créer, en janvier 1996, avec EDF, un groupement de recherches appelé GEDEON^{*} (Gestion des Déchets par des Options Nouvelles), dont la première réunion scientifique, regroupant les 6 et 7 mai 1996 une centaine de chercheurs, a permis de faire un état des lieux des actions de recherche menées dans ces domaines par ces organismes.

termes définis dans le glossaire

^{*} termes définis dans le glossaire

A cet égard, la Commission constate que cette initiative va dans le sens de ce qu'elle avait recommandé dans son premier rapport, sur la nécessité d'une coopération entre les acteurs de la recherche. Elle recommande que ce GDR devienne effectivement une structure ouverte, permettant de définir et de mettre en oeuvre en commun des actions de recherche qui s'appuieraient sur les compétences propres et la complémentarité des équipes de recherche.

Au plan international, les recherches menées sur les systèmes hybrides le sont à l'initiative de centres ou d'équipes de recherche. Citons les études menées au Laboratoire National américain de Los Alamos sur un système au thorium et à sels fondus, et surtout la proposition faite en 1995 par C. Rubbia au CERN d'un système à neutrons rapides refroidi au plomb (lequel sert également de cible de production de neutrons). A part le Japon, qui affiche officiellement le programme OMEGA, aucun pays n'intègre actuellement les systèmes hybrides dans sa stratégie de gestion des déchets nucléaires.

6.1.1.5 Hiérarchisation des radionucléides au regard de la séparation et de la transmutation

Comme l'avait indiqué la Commission dans son premier rapport, la séparation chimique de certains éléments comprenant des isotopes à vie longue peut se justifier par le souhait soit de les conditionner dans des matrices spécifiques (stratégie Séparation-Conditionnement), soit de les transmuter en réacteur (stratégie Séparation-Transmutation). Elle avait souhaité être éclairée sur la possibilité de hiérarchiser les éléments à séparer, à conditionner et les radionucléides à transmuter, en vue d'établir des priorités dans les voies de recherche associées à ces stratégies.

Il existe de nombreux critères permettant d'établir une telle hiérarchisation, et le CEA, lors de son audition du 9 mai 1996 par la Commission, a bien insisté sur le fait que les choix étaient

en fin de compte des choix multicritères, prenant en compte :

- la réduction des risques radiologiques à court et long terme, que l'on a l'habitude d'appréhender selon deux approches :
 - celle du risque potentiel, directement mesuré par la radiotoxicité de l'inventaire et qui est importante pour les scénarios accidentels ;
 - celle du risque résiduel (ou réel), lié à la dose délivrée à diverses époques du futur à l'exutoire d'un stockage, dose que l'on calcule en utilisant des modèles de migration appliqués à un système complet de stockage géologique, faisant intervenir le colis, les barrières artificielles et naturelles, et ce selon des scénarios conventionnels d'évolution ;
- la disponibilité et la faisabilité technico-économique des procédés à mettre en oeuvre (séparation chimique, isotopique, matrices de haute intégrité, systèmes de transmutation...) ;
- les contraintes liées à la mise en oeuvre des procédés (protection contre l'exposition, dégagement de chaleur...).

La hiérarchisation est relativement simple, si l'on prend comme critère la réduction du risque potentiel lié aux radionucléides à vie longue présents dans les combustibles irradiés. Si l'on s'intéresse à un futur dépassant quelques centaines d'années, le classement par risque potentiel décroissant est: plutonium, américium, curium et neptunium, produits de fission à vie longue. Cette simple constatation justifie l'importance qui est accordée, parmi les actinides mineurs, à la séparation prioritaire de l'américium.

La question se complique si l'on s'attache à réduire le risque résiduel ou (réel) d'un stockage. On doit alors s'appuyer sur la modélisation évoquée ci-dessus, appliquée à un site donné et à des situations de scénarios d'évolution normale ou accidentelle. Dans ce cas, le risque résiduel

serait principalement dû à ^{129}I , ^{135}Cs , les autres produits de fission à vie longue et l'ensemble des actinides apportant une contribution largement inférieure (selon les calculs de l'IPSN pour l'argile et le granit, dans le cadre du programme EVEREST*). C'est alors le risque résiduel présenté par les stockages qui justifie la prise en compte de certains produits de fission à vie longue dans les stratégies Séparation-Conditionnement et Séparation-Transmutation.

En fait, ce sont d'autres critères qui guident le plus souvent la démarche de la recherche et développement associée à ces deux approches. La disponibilité de solutions techniques, leur insertion dans des schémas industriels existants, l'impact sur les opérations du cycle déterminent pour une large part la hiérarchisation des radionucléides à traiter. Dans le domaine de la séparation chimique, on privilégie dans le cadre du procédé PUREX* l'extraction par solvant éprouvée depuis des décennies et mise en oeuvre dans les usines de La Hague. La priorité des études est alors donnée aux éléments chimiques facilement extractibles comme le neptunium et le technétium, moyennant certains aménagements des procédés actuels. Ceci explique le poids qui est donné dans les études de transmutation au Neptunium 237 (par exemple dans le PAC 3 discuté au § 6.1.1.3) et au Technetium 99 (qui est toujours considéré dans les études génériques et expérimentales).

Au plan de la transmutation, les actinides mineurs bénéficient historiquement d'une priorité parce qu'ils peuvent être détruits par fission dans des RNR, sans pénalité neutronique. En revanche, la destruction, par capture neutronique, des produits de fission à vie longue est consommatrice de neutrons et nécessite des spectres thermalisés. Ceci peut être envisagé dans des systèmes "spécialisés" tels que des réacteurs sous-critiques. Reste le traitement du ^{135}Cs , dont la transmutation impose en pratique une séparation isotopique préalable et celui du curium, qui pose des problèmes de séparation et de manipulation. Il est envisagé pour le premier un conditionnement spécifique, tandis que pour le second diverses solutions sont à l'étude.

En conclusion, la Commission recommande que les critères de hiérarchisation des radionucléides à séparer et à transmuter mettent en avant des objectifs de réduction des divers risques à long terme. Ceci conduit à envisager :

- **des solutions mixtes qui pourraient s'avérer optimales, comme la coextraction associée à la fabrication de certains types de combustibles en vue de la transmutation; ce pourrait être le cas par exemple de la coextraction du neptunium et du plutonium ou de l'américium et du curium.**
- **des études, allant au-delà d'une veille technologique, de solutions innovantes susceptibles de déboucher sur une mise en oeuvre industrielle.**

6.1.2 Recherches sur la séparation et la minimisation des déchets secondaires

Les recherches conduites dans le cadre des programmes PURETEX* et ACTINEX*, qui forment ensemble le programme SPIN*, sont recensées dans l'axe 1 de la loi. Le programme ACTINEX* est lui même scindé en deux sous programmes, DIAMEX* et SESAME*. La figure 6.1 de l'annexe 5 montre la hiérarchisation la plus simple de ces programmes par rapport au procédé PUREX* de retraitement actuel des combustibles usés.

Ces recherches sont conduites au CEA/DCC* et soutenues par EDF, COGEMA et Framatome. Le CEA/DCC a consolidé et étendu ses collaborations avec d'autres directions du CEA, des partenaires du CNRS et des organismes étrangers de Russie et du Japon.

Dans le cadre de PURETEX* il s'agit de recherches pour le court et moyen terme qui visent à la réduction des volumes de déchets B de retraitement (une économie de 1000 m³ par an est réalisée avec la suppression du bitume) et à leur décontamination en plutonium (un atelier a été mis en actif à La Hague). Elles relèvent plutôt du génie chimique de la séparation.

termes définis dans le glossaire
termes définis dans le glossaire

Dans le cadre d'ACTINEX* il s'agit de recherches visant le plus long terme. Celles qui nous intéressent ici relèvent surtout de la chimie séparative au niveau du laboratoire sur les solutions de produits de fission du procédé PUREX*. Celles-ci sont examinées en premier lieu.

6.1.2.1 Recherches sur les séparations

La transmutation porte sur la modification de noyaux particuliers bien identifiés en vue de les faire disparaître au profit de noyaux stables ou moins radiotoxiques. Pour cela il convient de disposer de radionucléides en principe séparés, mais pas forcément. Le choix dépendra des impératifs de fonctionnement des moyens d'incinération qui seront disponibles. Cette situation demande donc d'étudier des séparations chimiques plus ou moins combinables, pour s'adapter à des situations encore à définir. Il convient dès lors de chercher des procédés industriels emboîtables à mettre en oeuvre sur de la matière très radioactive. Ils reposent en général sur des opérations d'extraction par solvant dont la technologie est maîtrisée en ambiance radioactive.

Ils doivent être performants, c'est à dire assurer, vis à vis des éléments d'intérêt, des taux de récupération élevés, des sélectivité appropriées et des cinétiques extraction/désextraction rapides tout en minimisant les déchets secondaires. L'aspect cinétique est un facteur contraignant, mais il est essentiel, car pour éviter la dégradation des réactifs en extraction par solvant en milieu radioactif, on va vers des passages des éléments de plus en plus courts entre phases aqueuses et phases organiques.

La transmutation de certains produits de fission pourrait demander ultérieurement de compléter les séparations chimiques par des séparations isotopiques.

La Commission a souligné dans son premier rapport que si l'on savait séparer l'uranium et le plutonium des solutions de produits de fission (effluent haute activité du procédé PUREX*) avec des rendements industriels (99,88 %) et des puretés excellents par le procédé PUREX*,

* termes définis dans le glossaire

il y avait des problèmes pour isoler l'américium et/ou le curium ainsi que d'autres éléments auxquels appartiennent des produits de fission à vie longue (non séparables par le procédé PUREX*).

Dans ce qui suit on ne discute pas les cas de la séparation du neptunium, du technétium soluble (et du zirconium) qui pourront être réglés dans le cadre d'aménagements du PUREX* pour optimiser les étapes où ces éléments seraient isolés du flux principal. L'iode est pour sa part séparé à la dissolution du combustible (95% de l'iode théorique). Toutes ces séparations pourront dépasser 95 % (objectif visé 99%).

La Commission constate que pour les deux premiers éléments des avancées significatives ont été faites sur la compréhension de la stabilisation du neptunium hexavalent et la chimie séparative du technétium soluble dans les conditions compliquées du procédé PUREX.

Le cas de la "transmutation partielle" du plutonium par monorecyclage dans les MOX* est traité au point 1. Le cas du multirecyclage du plutonium ne poserait pas de problèmes fondamentaux de chimie. Il est d'ailleurs étudié dans le programme RMLT* (Retraitement Moyen Long Terme).

L'important programme ACTINEX vise pour 2005, dans son étape de séparation considérée ici (ACTINEX - Séparation), à démontrer la faisabilité technique de la séparation, à partir des solutions de produits de fission, des actinides mineurs (séparation les uns des autres) et de certains produits de fission, par extraction par solvant. Par faisabilité technique on entend développement complet d'un procédé avec garanties de performances. C'est le stade qui suit la démonstration de faisabilité scientifique, laquelle valide les concepts, et précède l'industrialisation. ACTINEX vise aussi le retraitement des cibles de transmutation, en particulier celles d'américium.

La Commission pense qu'il est nécessaire de disposer en 2005, au terme de 15 ans de recherches et au moment des choix, d'un procédé de séparation des actinides mineurs et d'une première démonstration de la possibilité de son industrialisation. La Commission recommande d'examiner dès maintenant quelles mesures devraient être entreprises à cet égard.

Comme on l'a dit les recherches sur la séparation relevant de l'axe 1, ont été développées dans le cadre de deux programmes, DIAMEX* et SESAME*. DIAMEX* porte sur la coextraction de l'américium, du curium et des lanthanides (objectif visé 99%), puis sur la séparation des groupes américium et curium d'une part et lanthanides d'autre part (objectif visé 99%, 5% de lanthanides dans les actinides) et enfin sur la séparation de l'américium du curium, tout cela sans changement de degré d'oxydation des éléments. SESAME* porte sur l'isolement de l'américium (objectif visé 99%) en mettant à profit son oxydation à un degré d'oxydation supérieur à 3.

Ces ambitieux pourcentages d'extraction sont justifiés par la diminution de la radiotoxicité des déchets de haute activité recherchée dans la stratégie Séparation-Transmutation et de la diminution des quantités des éléments évoqués, l'idéal étant d'atteindre les limites n'autorisant pas la précipitation dans le champ proche du stockage de composés insolubles.

6.1.2.1.1 Le programme DIAMEX

Le succès industriel du procédé PUREX* repose pour une large part sur le fait que les solutions aqueuses intervenant à divers stades sont toujours acides, sinon très acides. Pour rester dans ces conditions, et donc conserver cet avantage, tout en extrayant américium, curium et lanthanides, le CEA a choisi des diamides qui permettent aussi d'éviter les lourdes contraintes de gestion des déchets secondaires, car ceux qui sont produits avec les diamides sont destructibles. Cette voie typiquement française semble meilleure que d'autres,

* termes définis dans le glossaire

développées à l'étranger, qui ont été exposées dans le premier rapport de la Commission (procédés TRAMEX^{*}, TALSPEAK^{*}, CYANEX^{*}) et dont on avait présenté les inconvénients.

Ensuite pour la séparation entre les groupes, qui est la plus délicate, le CEA s'oriente, pour extraire préférentiellement les actinides, vers des molécules azotées qui distinguent les actinides des lanthanides. Celles qui présentent finalement de bonnes potentialités sont des molécules de la famille des triazines comme la tripyridiltriazine (ou molécules dérivées) ou celles de la famille des polypyridines (ou molécules dérivées). Pour que l'extraction conduise à des taux de récupération élevés avec une bonne sélectivité il faut les utiliser en synergie avec d'autres molécules comme des acides organiques carboxyliques.

Enfin pour séparer américium de curium on pourrait utiliser des diamides en mettant à profit la faible différence d'extraction qu'ils manifestent vis à vis de ces deux éléments.

Les difficultés qui se présentent sont de nature fondamentale : recherche de molécules appropriées, recherche des synergies et élimination d'interférences (extraction d'éléments étrangers à ceux d'intérêt) et de nature appliquée : mise en oeuvre des procédés.

Pour le premier point, les recherches ont permis :

- d'identifier deux nouvelles molécules de la famille des malonamides, famille qui finalement n'a pas de concurrente parmi toutes les familles de diamides, excellentes pour extraire les actinides (américium et curium) et les lanthanides trivalents,
- de récupérer les traces d'éléments (zirconium et molybdène) coextraits dans la première étape de DIAMEX, par lavage à l'acide oxalique,

- d'identifier un dérivé de la tripyridiltriazine, qui associé avec un acide organique est meilleur que la molécule de base, tant en extraction qu'en sélectivité, pour séparer les actinides des lanthanides,
- de montrer que la terpyridine pourrait être un concurrent sérieux de la tripyridiltriazine.

Pour le second point, les recherches ont permis de régler des problèmes de qualité hydraulique des phases d'extraction.

Le problème de l'extraction des actinides et des lanthanides est réglé. Il reste à l'optimiser en particulier en examinant le comportement du ruthénium qui apparaît, à l'égal du zirconium et du molybdène, comme un élément parasite. La faisabilité technique est attendue vers 2004 mais la Commission fait à cet égard, une recommandation visant à avancer cette date.

Le problème de la séparation entre les actinides et les lanthanides paraît sur la bonne voie grâce à l'utilisation de systèmes d'extraction synergiques. Il reste à trouver les conditions pour que ces systèmes respectent entièrement le critère CHON* et restent performants dans des milieux aqueux un peu plus acides qu'actuellement. Les picolinamides, molécules comportant un atome d'oxygène et un atome d'azote, qui ont été étudiées en tant qu'extractant préférentiel des actinides auraient aussi une bonne potentialité, mais en milieu pertechnétique. Cela serait un procédé original utilisant le technétium séparé par le PUREX, mais ce milieu est encore mal connu.

Toutes ces recherches donnent lieu à des modélisations appuyées sur la mécanique moléculaire (et bientôt la mécanique quantique) et à des réflexions poussées sur l'interprétation des phénomènes.

Les recherches et développements prometteurs, conduits dans le cadre de DIAMEX ont permis, grâce à une excellente recherche fondamentale, des progrès considérables dans la compréhension des mécanismes de séparation des actinides mineurs. La Commission recommande de les poursuivre très fortement dans la continuité du programme engagé.

6.1.2.1.2 Le programme SESAME

Le problème de l'"américium" est bien ciblé et a été exposé dans le premier rapport de la Commission. C'est l'élément qu'il conviendrait d'éliminer après le plutonium car il représente 80% de l'inventaire de la radiotoxicité des résidus du retraitement actuel.

La Commission avait signalé l'originalité des recherches portant sur l'oxydation de l'américium mais aussi les difficultés de ces recherches en raison de l'instabilité des degrés d'oxydation 4 et 6 de cet élément. Si elles pouvaient être surmontées l'américium pourrait être directement extrait des solutions de produits de fission du procédé PUREX (procédé dénommé SESAME C*) ou séparé de curium et des lanthanides (SESAME*) ou encore simplement du curium (SESAME A^{*}), dans ces deux derniers cas aux stades appropriés du procédé DIAMEX. Pour l'instant les recherches sont au stade du laboratoire et il reste encore à faire pour les faire aboutir.

L'oxydation de l'américium n'est possible qu'en présence d'un fort complexant (comme les anions phosphotungstate ou silicotungstate retenus par le CEA, bien qu'ils ne répondent pas au critère CHON^{*}) qui complexe aussi d'autres éléments dans les milieux aqueux, ce qui a pour effet de diminuer le rendement de l'oxydation.

Les recherches ont montré :

- diverses possibilités d'oxyder l'américium en milieux acides aux degrés d'oxydation 4 et 6 par l'argent divalent généré par voie électrochimique (ce procédé est parfaitement maîtrisé par le CEA au stade industriel),

termes définis dans le glossaire

- la possibilité de récupérer, en partant de solutions modèles, l'américium à plus de 90% et quasi pur dans les trois cas envisagés pour SESAME. La séparation a été réalisée avec des échangeurs d'ions.

L'application à des solutions réelles, soit de produits de fission, soit de solutions de DIAMEX a conduit à :

- la possibilité d'électrovolatiliser le ruthénium à l'état d'oxydé dans les deux cas, et alors il ne gêne plus l'oxydation de l'américium,
- montrer la formation d'américium hexavalent dans le second cas.

Ces résultats sont très encourageants d'autant plus que de nouvelles pistes existent pour séparer l'américium oxydé, extraction de l'américium hexavalent et précipitation ou ultrafiltration des complexes de l'américium tétravalent.

La séparation de l'américium sera particulièrement importante dans le cadre d'une stratégie Séparation-Transmutation comme la Commission l'avait souligné l'an dernier. Mais elle le serait aussi au regard de l'expérimentation à venir dans quelques années pour tester sa transmutation en réacteurs, par exemple dans Superphénix. En effet il serait particulièrement intéressant de préparer au CEA des combustibles expérimentaux à l'américium (mode homogène) et/ou des cibles de différents composés d'américium (mode hétérogène) ce qui n'est pas possible actuellement par manque d'américium de retraitement, sans parler des installations adéquates pour les faire. Ces préparations et études ont été réalisées jusqu'ici dans le laboratoire des transuraniens de la communauté européenne à Karlsruhe...

La Commission recommande donc de poursuivre avec détermination les recherches sur la séparation de l'américium selon les voies prometteuses de SESAME. Un procédé ne visant même qu'à la séparation de cet élément serait un progrès considérable dans le retraitement.

Il apparaît par ailleurs nécessaire à la Commission que la faisabilité technologique de SESAME (maintien du degré d'oxydation 6 de l'américium au cours d'un procédé de séparation) soit rapidement démontrée dans un cas simple, afin de statuer sur l'avenir industriel de cette voie.

Les recherches et développements conduits dans le cadre de DIAMEX ou de SESAME nécessiteront, et nécessitent déjà, de disposer des équipements adéquats pour travailler sur des solutions réelles représentatives. Un certain nombre de contraintes réglementaires pèsent sur le travail en actif, et tant qu'elles ne sont pas remplies elles freinent la mise à disposition de ces équipements aux chercheurs.

La Commission recommande d'examiner rapidement l'accélération de la mise en actif de certains laboratoires nécessaires au déroulement des expériences dans la lente montée en puissance d'Atalante.

Atalante 1 (et ensuite Atalante 2) sont des laboratoires pour travailler en actif situés à Marcoule. Certains sont opérationnels et d'autres en cours d'équipement. L'ensemble devrait être opérationnel en 2000.

D'autres contraintes techniques pèsent aussi sur le déroulement des expériences et notamment leur répétitivité. Elles sont liées aux quantités de matière radioactives mise en oeuvre qui dépendent des technologies utilisées. A cet égard un effort particulier a été recherché au CEA pour miniaturiser les expériences tout en conservant les paramètres pertinents pour l'échelle 1.

La Commission recommande de poursuivre dans ce sens en portant un effort sur les moyens d'étude et d'analyse, visant à expérimenter avec le minimum de matière radioactive.

Le cas de l'américium mérite une attention particulière dans la mesure où pour développer des études sur les composés solides candidats à devenir cibles d'irradiation, encore mal connus au plan fondamental, des moyens spéciaux seront nécessaires.

6.1.2.1.3 La recherche sur la voie sèche

Une voie de séparation par pyrochimie/pyrométallurgie est examinée au CEA qui permettrait de séparer finalement américium et curium des lanthanides à partir des calcinats qui sont actuellement vitrifiés. Elle consisterait à travailler dans des fluorures fondus, réduire et extraire les éléments dans des métaux liquides. Un des problèmes à résoudre dans cette voie est la gestion des déchets secondaires pour la plupart constitués de sels fondus. Pour l'instant, il ne s'agit que d'une veille scientifique.

6.1.2.1.4 La séparation du césium

Le cas du césium qui se présente toujours sous la forme d'un cation très peu réactif est particulier. Il ne peut être extrait avec de bons rendements des solutions acides que par certaines molécules de la famille des calixarènes, par exemple celles fonctionnalisées par des étheroxydes, qui présentent alors une cavité à 6 atomes d'oxygène s'adaptant exactement à la dimension du cation césium. Le CEA a une longue expérience de l'utilisation des calixarènes dans la décontamination en césium d'effluents sodés de moyenne activité et il l'a transférée aux solutions de haute activité. Il s'agirait dans un retraitement poussé de séparer le césium, in fine, sur les ultimes solutions des procédés DIAMEX et/ou SESAME.

Il a été confirmé qu'une molécule de calixarène permet l'extraction du césium de milieux nitriques acides et qu'elle est très sélective pour l'extraire d'une solution de produits de fission très radioactive.

Ces études s'appuient sur une modélisation moléculaire prospective très intéressante.

Le césium, dont l'isotope 137 est responsable d'une grande partie du dégagement de chaleur dans les verres nucléaires, ainsi séparé, est toutefois difficilement transmutable sans séparation isotopique du césium 135 qui est le radionucléide à détruire. Le CEA étudie donc des conditionnements spécifiques du césium dans des brithollites* ou des ciments apatitiques*. A cet égard cette recherche s'inscrit dans une stratégie Séparation-Conditionnement que la Commission avait recommandé de considérer.

Pour ce qui concerne la séparation du césium par les calixarènes, la Commission recommande que soit bien étudié l'avenir industriel de cette voie.

6.1.2.1.5 Conclusion

La Commission note les progrès réalisés dans le domaine de la séparation du neptunium du technétium soluble (une faible partie du technétium est dans les fines de dissolution du combustible UOX de référence, elle peut être plus abondante pour d'autres combustibles), du zirconium et des actinides mineurs. Pour le neptunium, le technétium (et l'iode) le stade industriel est démontré au moins pour une séparation à 95%; pour la coextraction des actinides mineurs et des lanthanides et l'extraction du zirconium on est au stade de la faisabilité technique et pour les autres cas à celui de la faisabilité scientifique.

D'une façon générale, la Commission encourage le CEA à poursuivre les recherches séparatives en chimie de façon volontariste et coordonnée entre les recherches opérationnelles et fondamentales, voire prospectives, c'est-à-dire fondées sur la modélisation.

Aucune recherche n'est conduite sur la séparation d'autres produits de fission comme le palladium, le sélénium et l'étain. Des recherches sur le comportement de ces éléments dans le procédé PUREX mériteraient d'être entreprises.

6.1.2.2 Minimisation des déchets secondaires

Dans le cadre de PURETEX des progrès ont été faits dans :

- la substitution des réactifs contenant du sodium par d'autres réactifs. Ce point est important car un excès de sodium crée des problèmes au niveau de la vitrification en affaiblissant la tenue du réseau formateur du verre,
- la caractérisation des coques avant compactage,
- la décontamination par la fusion des coques (qui une fois compactées comme il est prévu, à partir de 2000 pourraient être fondues). Une décontamination plus poussée, éventuellement assistée par un traitement électrochimique, pourrait conduire à des teneurs très faibles en activité alpha (inférieures à 3,7 MBq/kg ou 0,1 Ci par tonne).
- la décontamination en plutonium des cendres d'incinérateurs et des plastiques par lixiviation oxydante et celles de boues anciennes de la Hague par lixiviation réductrice. Dans les deux cas les réactifs (argent et chrome divalent) sont électrogénérés et pour l'argent divalent la technique industrielle est maîtrisée par le CEA, comme on l'a dit.
- incinération optimisée de déchets contaminés en plutonium,
- minéralisation des composés organiques résidus de la dégradation des solvants du PUREX.

La Commission estime que ces résultats constituent des acquis importants à la fois pour améliorer les performances de PUREX, pour montrer que le retraitement conduit à une réduction de volume des déchets nucléaires et pour l'avenir d'une stratégie Séparation-Transmutation.

6.2 Axe 2 : Etudes des possibilités de stockage dans les formations géologiques profondes

L'évaluation de la Commission sur les recherches en vue de l'implantation de laboratoires souterrains de qualification d'un stockage profond a été exposée au chapitre 5 de ce rapport. De même, la Commission a examiné les recherches conduites sur les colis qui constituent la

première barrière de confinement. Ses conclusions sont données dans la partie de ce chapitre qui concernent l'axe 3. On traite ici des autres recherches relatives à l'axe 2 qui portent sur le concept multibarrières, les champs proche et lointain et sur les analyses de sûreté.

L'ANDRA est en charge de coordonner ces études. Elle s'appuie sur le CEA (DCC*, DTA* et DMT*) pour l'expérimentation en laboratoire et dans les laboratoires méthodologiques souterrains étrangers ou pour la prévision et la définition des expériences à réaliser dans les prochains laboratoires souterrains français (hiérarchisation des expériences en fonction des phénomènes prévisibles dans l'évolution du stockage). Ce point, particulièrement critique en raison du calendrier serré pour l'expérimentation destinée à la reconnaissance du site pour un stockage retiendra l'attention de la Commission dans un proche avenir. Le CEA s'occupe aussi de l'acquisition des données chimiques manquantes sur les éléments d'intérêt pour le long terme (en particulier les actinides), et de la chimie des eaux ainsi que de la mise au point de modélisations diverses, soutenues par le développement des codes de calcul appropriés.

L'ANDRA s'appuie aussi sur de nombreux laboratoires et organismes extérieurs pour traiter divers problèmes de physico-chimie, de géologie ou d'hydrogéologie et de mécanique des sols.

L'Andra développe aussi ses propres outils et réalise des études de stratégies de stockage et de définition des éléments du stockage.

Elle a un très bon suivi de ce qui se fait à l'étranger (Belgique, Suède, Japon, Allemagne, Suisse, Canada...) et elle entretient des collaborations internationales étroites portant sur la méthodologie et les expériences en laboratoire souterrain méthodologique.

Enfin son programme et un certain nombre d'échéances importantes sont bien définies dans un calendrier tendu comme l'a rappelé la Commission.

termes définis dans le glossaire

En raison de la multidisciplinarité des recherches que doit coordonner l'ANDRA, elle fait appel à de nombreux sous traitants d'importances inégales. La Commission en a auditionné certains, comme elle le souhaitait, qui lui sont apparus compétents. Elle continuera les auditions.

La Commission recommande à l'ANDRA de veiller à la sélection des sous traitants sur la base de compétences scientifiques affirmées.

6.2.1 Généralités

Dans le concept multibarrières, les barrières -colis, barrière ouvragée et barrière géologique- ont, sur la base de scénarios définis, des fonctions de confinement qui s'emboîtent, chacune protégeant les autres. Il y a redondance et complémentarité entre les barrières, mais aussi entre leurs fonctions. Enfin, il existe plusieurs méthodes (déterministe ou aléatoire) pour générer des scénarios, c'est-à-dire, des enchaînements de processus et événements dont on estime la probabilité d'occurrence et la gravité.

C'est sur ces bases que l'ANDRA développe ses méthodologies d'allocations de performances des différentes barrières et d'optimisation de l'ensemble. Cela demande une démarche itérative et la Commission a été informée de l'état de la réflexion.

L'allocation de performance consiste à examiner pour chaque radionucléide quelles caractéristiques minimales doit présenter chaque barrière, qui, si elle était seule conduirait à la dose de 0,25 mSv par an pour une personne du groupe critique. On voit que l'allocation de performance est fondée sur la sûreté. Dans ce calcul, il n'est pas tenu compte de l'occurrence des événements des scénarios (pour chacun d'eux, la probabilité d'occurrence est unité), ce qui est une position conservatoire. De cette analyse, il résulte un tableau de performance des composantes de chaque barrière et on peut trouver les conditions pour que deux barrières puissent, par exemple, confiner de la même façon chaque radionucléide, ce qui assure la redondance.

Ces études permettent aussi, en couplant par deux les barrières, d'établir des diagrammes de contrainte permettant l'échange éventuel de paramètres.

Enfin, si on considère l'ensemble de tous les résultats, on peut arriver à l'estimation de la dose pour des conditions données. Ainsi l'ANDRA a, en particulier, fait l'analyse de la fonction retard d'un stockage fictif de verre dans le granite qui a été présenté à la Commission. Elle montre que pour le colis, ce qui compte est la fraction de radioactivité lixiviée par an pour un radionucléide et la durée d'étanchéité ; pour la barrière ouvragée de bentonite, l'épaisseur ; et pour la barrière géologique le retard des radionucléides et les flux. Tous ces paramètres tombent sous le bon sens, mais ils sont quantifiés et cela permet d'avoir la maîtrise des choses. On revient sur ce point dans le paragraphe 6.2.7.

Pour modéliser le retour des radionucléides à l'homme dans les conditions que l'on vient de définir, l'ANDRA utilise le code OASIS^{*}, qui est un outil très convivial et suffisant pour de premières évaluations. C'est un code 1 D, (unidimensionnel) semi-analytique, à six modules qui permet de prendre en compte, selon les besoins, les caractéristiques physico-chimiques des radionucléides, la dispersion-convection (granite), la diffusion (argile), la biosphère et la répartition des flux d'eau ainsi que l'incorporation par l'homme des quantités de radionucléides véhiculés. Ce code a été testé sur le code DIMITRIO^{*} sur lequel on reviendra. L'accord est bon.

6.2.2 La barrière ouvragée

C'est la barrière qui présente le plus grand degré de liberté pour être construite en fonction des propriétés qu'on attend d'elle, mais c'est aussi celle dont l'extension spatiale est la plus faible. Sa construction doit donc être très soignée.

Tant qu'elle fonctionne, elle a un rôle de tampon entre la barrière géologique et le colis en s'opposant à la mise en solution des radionucléides et en s'opposant à leur migration

termes définis dans le glossaire

(convection réduite, diffusion réduite et absorption). L'arrêt des radionucléides peut être renforcé en construisant une barrière ouvragée chimique, par exemple à base de matériaux phosphatés.

Connaître la barrière ouvragée, c'est connaître ses propriétés mécaniques sous gonflement par l'eau et ses propriétés de conductibilité thermique dans les mêmes conditions, la saturation de ses sites d'échange par les éléments étrangers et la diffusion-rétention des radionucléides avant et après saturation.

A cet égard, des études de caractérisation (capacité d'échange, saturation par divers éléments, radiolyse, perméabilité aux gaz, dégradation) et de mise en forme sur des matériaux pouvant entrer dans sa constitution ont été réalisées, notamment sur une argile naturelle dite FoCa^{*}. Le CEA a aussi étudié les effets des eaux, de la radiolyse et le comportement thermo-hydro-mécanique (TMH). En fait, cette argile est étudiée depuis longtemps, mais récemment le CEA s'est penché sur les modifications apportées par l'ajout de matériaux : apatites et matériaux hydratants susceptibles de libérer de l'eau avec l'augmentation de la température.

Dans chaque cas, les lois de comportement sont établies.

Modéliser la barrière ouvragée c'est prendre en compte les forts couplages thermohydromécaniques (TMH) qui influent sur le transport et le comportement chimique (phénomènes eux-mêmes couplés sous la dénomination transport chimie) des espèces des radionucléides provenant du colis. A cet égard, le CEA a développé et continue de développer la méthodologie des modèles et les outils de calculs sur lesquels nous allons revenir.

Ainsi dans beaucoup des cas étudiés expérimentalement, une modélisation cinétique et/ou thermodynamique est faite.

termes définis dans le glossaire

6.2.3 Le champ proche

La modélisation de la migration des radionucléides dans le champ lointain pose surtout des problèmes d'acquisition des données à injecter dans les codes de calcul (hétérogénéités, rétention des radionucléides). Il n'en est pas de même pour le champ proche, où, comme on vient de le dire, de forts couplages sont attendus.

Un projet ambitieux de structuration des différentes données disponibles ou à acquérir sur l'évolution des colis et de la barrière ouvragée sur des temps appropriés, se met en place. Son objectif est de pouvoir décrire la dynamique du champ proche pendant la resaturation de la barrière ouvragée après fermeture du stockage, l'arrivée de l'eau sur les colis et la dissémination des radionucléides puis leur migration à travers la barrière ouvragée saturée. Finalement on veut caractériser un terme source plus réaliste que celui qui est actuellement utilisé dans les codes de migration en champ lointain. On voit qu'il s'agit là d'un projet important auquel la Commission attache beaucoup d'intérêt.

A cet égard, une maquette champ proche en deux dimensions parfaitement instrumentée, où puissent être étudiés la mécanique des fluides, la chimie en phase homogène ou hétérogène à l'équilibre ou hors équilibre en présence de divers matériaux se met en place. Elle a pour objectif de qualifier les codes transport - chimie.

Le passage de la maquette à la réalité nécessite d'abord une recherche méthodologique. Il faut se fonder sur la théorie des similitudes, c'est-à-dire, trouver des paramètres sans dimension (produits judicieux de variables) permettant l'extrapolation et de pouvoir apprécier les distorsions lorsque cela n'est pas possible. Il faut ensuite sur la base d'expériences préliminaires ou de données connues dimensionner les expériences pour pouvoir effectuer les mesures car la migration est lente. A cet égard, les modèles sont utiles. Enfin il faut construire la maquette. Ce projet (MIMICC*) devrait être opérationnel en 1997.

termes définis dans le glossaire

De même, un module eau a aussi été construit. Il vise à alimenter en eau (eaux granitiques et argileuses) de composition donnée toutes les expériences qui nécessitent pour être significatives de se placer dans des conditions les plus proches possibles des milieux réels. L'importance du paramètre "eau" est primordiale pour ces essais relatifs au champ proche.

6.2.4 La barrière géologique

La barrière géologique a pour but de limiter la migration des radionucléides après la défaillance de la barrière ouvragée et sa nature concourt à la protection de la barrière ouvragée.

Connaître la barrière géologique du point de vue qui intéresse le stockage des déchets c'est connaître, outre les propriétés de ses constituants, ses hétérogénéités qui influencent l'hydraulique et par conséquent le comportement des radionucléides et la nature des eaux qui y circulent. Modéliser la barrière géologique, c'est trouver des paramètres représentant ces caractéristiques qui permettent de prévoir la migration des radionucléides, comme la dispersivité équivalente du milieu et les K_d^* des radionucléides.

On connaît l'importance de la composition des eaux souterraines avant et après la traversée de la barrière ouvragée. C'est pourquoi il est nécessaire de les étudier au plan fondamental. Il s'agit ici de recherches génériques sur la méthodologie d'étude des eaux et leur modélisation.

Pour les eaux granitiques, il s'agit de modéliser leur saturation en éléments comme le césium et le chlore à partir des phases insolubles d'altération du granite. Pour les eaux argileuses, il s'agit de méthodologie de prélèvements et de mesures développées dans le cadre de l'exercice ARCHIMEDE* de la Communauté Européenne. Ces études ne vont pas sans l'examen des phases solides avec lesquelles les eaux sont en contact et d'une façon générale une attention particulière est portée sur l'étude des silicates hydratés dans la géosphère.

termes définis dans le glossaire

En relation avec la composition des eaux, l'acquisition de données thermodynamiques fondamentales se poursuit, sur les actinides et les produits de fission à vie longue en solution (espèces, influence de la température, solubilité des phases solides prévisibles dans le champ proche) et sur les colloïdes minéraux et organiques (caractérisation, rétention des radionucléides et transport). Directement lié à ces points on peut signaler le développement de modèles d'interaction entre ces éléments et des phases solides visant à se substituer, pour décrire le retard d'un radionucléide dans le champ lointain, à la notion de K_d actuellement utilisée. Il reste que la notion de K_d est encore largement valable et que les recherches sont conduites pour les mesurer à partir d'expériences dynamiques ou statiques. Les premières donnent lieu à une modélisation importante et permettent de caler expériences de laboratoire et expériences in situ.

Enfin, des recherches assez conséquentes portent sur l'influence des micro-organismes présents en milieux profonds sur l'altération des matrices de confinements, notamment le bitume.

On notera aussi que l'étude de la rétention des éléments stables analogues de radionucléides par les analogues naturels est un apport intéressant au problème de confinement. En ce sens, les propriétés de rétention des éléments dans les minéraux présents dans les fissures des granites d'Oklo sont étudiées.

6.2.5 Les outils de modélisation

L'utilisation des modèles et des codes de calcul est incontournable pour la prévision à long terme. Il faut les améliorer en parallèle, en même temps d'ailleurs que l'on acquiert de nouvelles données et que l'on essaye de les valider partiellement, soit sur des maquettes, soit à partir de données in situ.

Pour le champ proche ou le champ lointain, il faut de puissants codes de calcul, car les phénomènes à prendre en compte sont nombreux et couplés et par conséquent, les équations qui les traduisent n'ont pas de solutions analytiques. Cela peut être vrai aussi pour des systèmes moins étendus mais compliqués comme l'altération des verres.

Pour ce qui concerne la migration des radionucléides des colis à la biosphère le CEA a développé pour l'Andra le code DIMITRIO* qui comprend un module champ proche, un module géosphère et un module biosphère. Le premier tient compte de la géométrie des puits de stockage (et du stockage lui même) et des flux d'eau entrant, le second est fondé sur l'hypothèse du milieu poreux équivalent caractérisé par une dispersivité et sur l'hypothèse que le retard des radionucléides par rapport au mouvement de l'eau dépend du K_d des radionucléides et de la porosité du milieu. Des couplages entre thermique, mécanique, hydraulique (TMH) et entre transport chimie sont pris en compte notamment dans le premier module. Le logiciel qui résout les équations couplées est le logiciel TRIO* (qui peut être vu ici comme un sous code de DIMITRIO). C'est un code modulaire aux éléments finis. Il découpe le système en volumes appropriés, calcule les concentrations aux limites d'un volume et ainsi de suite jusqu'aux exutoires. C'est un code très puissant et très souple.

Des améliorations importantes ont été récemment apportées à TRIO en utilisant une façon particulière de découper les volumes pour prendre en compte les hétérogénéités du système (étendu ou pas) à très forts contrastes de perméabilité. Ainsi modifié TRIO a été utilisé dans des exercices internationaux pour établir les effets TMH sur la circulation hydraulique lors du creusement d'une galerie (DECOVALEX*). Mais il peut être utilisé pour d'autres problèmes car il contient de nombreux opérateurs, par exemple pour le couplage transport chimie (flux sortant d'un colis de verre, transport d'un polluant dans un massif, dissolution d'un bloc d'oxyde

d'uranium en présence de silice et de fer, dégradation d'un bloc de béton). C'est un code qui doit évoluer dans le domaine du couplage transport chimie.

Il existe des versions simplifiées de DIMITRIO et de TRIO (version à une ou deux dimensions).

6.2.6 Conclusions

L'ensemble des recherches que l'on vient d'évoquer coordonnée par l'ANDRA peut apparaître un peu diffus mais il s'agit de recherches pluridisciplinaires, fondamentales ou bien opérationnelles, toutes nécessaires. Celles concernant la barrière ouvragée, notamment le comportement des radionucléides, avaient du retard par rapport aux recherches sur le comportement des radionucléides dans la géosphère. Ce retard est en voie d'être comblé.

L'Andra souhaite pouvoir arrêter en 1996 un choix de matériaux pouvant constituer une barrière ouvragée. Cela permettra de recentrer les études et de préciser les conditions du champs proche pour les analyses de sûreté préliminaires.

Il reste que le point important est de définir le terme source du champ proche. A cet égard le projet "Modélisation du champ proche" devrait être le lieu de convergence des résultats et le stimulateur des futures recherches.

La Commission recommande que ce projet soit bien identifié et bien structuré au niveau décisionnel.

La diversité des domaines de recherches concernant l'axe 2, dont certaines nécessitent de longues expériences, implique une unité de vue de programmation, de coordination et d'encadrement. A cet égard, la Commission auditionnera le Conseil Scientifique de l'ANDRA et recommande dès maintenant d'agir dans ce sens.

6.2.7 Les analyses de sûreté

La Commission a été informée de la démarche des études de sûreté conduite par l'ANDRA qui est une démarche déterministe fondée sur des scénarios de sûreté avec analyse de sensibilité aux paramètres. C'est en fait la démarche préconisée par la RFS III 2 f. Pour l'instant l'ANDRA a présenté à la Commission, des exercices préliminaires d'analyse de

sûreté, utilisant des outils qu'elle développe et qu'elle qualifie pour conduire une analyse réelle, lorsque le choix d'un site de stockage et des concepts seront définis.

Ces exercices ont porté sur les roches d'accueil argile et gratuite. Le modèle de stockage est découpé en 3 parties et les hypothèses sont les suivantes : colis et barrière ouvragée ont un taux de relachement de 10^{-4} par an (ce qui est supérieur à ce que prévoit le code PREDIVER* du CEA), exutoire vers une rivière d'un débit de 100 litres par seconde (granite) ou vers un puits de prélèvement d'eau (argile), biosphère et calcul de dose non détaillés mais utilisant des valeurs de paramètres standard.

Pour un milieu argileux, OASIS* travaille en mode diffusion pour les radionucléides (coefficient de diffusion $5.10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}^{-1}$) et le terme source est limité par la solubilité des composés des radionucléides attendus en milieu réducteur, l'épaisseur de la garde d'argile est de 50 mètres.

Pour le granite, OASIS* travaille en mode convection-dispersion pour le mouvement de l'eau (loi de Darcy) et le terme source est toujours limité par la solubilité des mêmes composés, les caractéristiques du granite sont modélisées par celles d'un milieu poreux équivalent et le retard des radionucléides est caractérisé par leurs Kd (coefficient de partage).

Dans les deux cas, les doses calculées sont très faibles quel que soit le radionucléide et cela rejoint les conclusions d'autres exercices du même type.

A cet égard, il existe de nombreuses analyses de sûreté génériques et spécifiques. Plusieurs ont été développées par des pays étrangers (Suède, Suisse, Japon, Finlande, Canada) et ont été publiées. La Suède a même demandé que ses analyses, périodiquement mises à jour, soient évaluées par la communauté scientifique internationale.

D'autres analyses de sûreté génériques se déroulent sous forme d'exercices collectifs comparatifs.

* termes définis dans le glossaire

Le premier exercice réalisé dans le cadre de la Communauté Européenne en 1986 était PAGIS. Aujourd'hui, il n'est plus la seule référence. La Commission a pris connaissance du dernier en date, EVEREST*, que l'IPSN a coordonné et auquel il a largement participé. L'IPSN en a assuré la présentation à la Commission.

Dans EVEREST, la migration des radionucléides est modélisée avec le code MELODIE développé par l'IPSN et l'Ecole des Mines. Ce code est classique. Il prend en compte un terme source simplifié fondé, soit sur la solubilité de composés de certains éléments supposés présents dans le champ proche, soit sur la dissolution congruente des verres (pour le césium et l'iode en particulier) et le milieu géologique est représenté par sa dispersivité. EVEREST apporte beaucoup de renseignements sur la sensibilité de la migration à différents paramètres, sauf ceux de la biosphère. Plusieurs cas ont été étudiés, en particulier les verres nucléaires et déchets B associés aux combustibles usés, milieux granitique ou argile et les caractéristiques des sites sont assez proches de ceux que l'on pourrait rencontrer en France.

De cet exercice, dont les résultats vont être publiés, il ressort bien que les radionucléides qui contribuent le plus à la dose sont des isotopes de césium et d'iode puis des isotopes de la triade, thorium, uranium et protactinium, produits par décroissance radioactive loin du champ proche.

Tous ces exercices concernant les analyses de sûreté ou les analyses de sûreté génériques montrent surtout l'importance relative des doses délivrées par les divers radionucléides aux exutoires en fonction de diverses données. Les valeurs absolues des doses sont à considérer comme indicatives tant que des analyses ne sont pas faites pour un site et un concept de stockage définis. Il ne faut pas les considérer comme des prédictions.

La Commission recommande de poursuivre les exercices comparatifs mais surtout d'appliquer dès que possible les outils de la modélisation aux sites où pourraient être implantés les laboratoires souterrains, compte tenu des concepts de construction prévisibles pour un stockage, et d'examiner aussi, en tant que tels, des scénarios altérés.

termes définis dans le glossaire

6.2.8 Le rôle de l'IPSN

La Commission a auditionné l'IPSN dont le rôle d'appui technique et d'expert en soutien aux autorités de sûreté (DSIN) est un rôle clé dans le processus français d'autorisation de création et d'exploitation des installations nucléaires de base (INB) ; le stockage géologique sera une telle installation.

Pour ce qui concerne les recherches inscrites dans la loi, cet Institut développe les moyens assurant la qualité de son expertise scientifique et de son indépendance de jugement en poursuivant ses propres recherches en caractérisation, hydrologie, sismicité et géochimie sur le terrain (granite, argile, schistes) ainsi que sa propre modélisation du transport des radionucléides (code MELODIE) et enfin ses méthodes d'évaluation de la sûreté. Il convient de signaler que le laboratoire méthodologique de Tournemire* dans l'argile (Aveyron) est particulièrement intéressant depuis qu'une galerie horizontale est ouverte à l'expérimentation.

L'IPSN est partie prenante dans des collaborations internationales (USA pour l'étude des effets des séismes en profondeur) et des programmes européens : DECOVALEX* , EVEREST* , et SPA* .

Dès qu'un concept de barrière ouvragée sera avancé par l'ANDRA, l'IPSN envisage d'engager des programmes de recherche sur certains aspects importants pour la sûreté en continuité avec ses travaux sur la barrière géologique.

Il est le seul organisme en France à développer des recherches sur les problèmes de la biosphère dont on a souligné que c'était un domaine important mais assez peu étudié (transfert des radionucléides à l'homme) dans l'estimation des doses dues à l'incorporation des radionucléides.

termes définis dans le glossaire

La Commission, note l'importance du rôle joué par l'IPSN dans les recherches concernant le domaine complexe des transferts des radionucléides à l'homme et des estimations de dose reçue. L'IPSN doit disposer des moyens pour assurer sa mission d'évaluation de la sûreté dans le domaine des déchets, à l'instar de ce qui se fait pour les réacteurs nucléaires ou les installations du cycle de combustible. La Commission considère que le rôle de l'IPSN dans la stratégie des recherches inscrites dans la loi doit être précisé, notamment dans le plan-programme.

6.3 Axe 3 : Recherches sur le conditionnement et l'entreposage de longue durée

Les recherches conduites dans cet axe sont en étroite liaison avec celles de l'axe 1. L'élément nouveau qui renforce cela est la décision de ne plus retraiter immédiatement tous les combustibles usés.

6.3.1 Les conditionnements et les matrices de conditionnement/confinement

Le conditionnement se rapporte surtout à la mise en oeuvre de procédés ou leur optimisation en utilisant les conteneurs et les matrices classiques pour venir en soutien aux industriels. Les recherches plutôt appliquées qui le soutiennent relèvent de l'axe 3. Le conditionnement vise le court ou le moyen terme. Au contraire l'aspect matrice vise le long terme et les recherches plutôt fondamentales qui y sont attachées relèvent de l'axe 2. En fait il y a des complémentarités fortes entre conditionnement et qualification d'une matrice car il faut, au moins pour le long terme, tenir compte des produits de dégradation des conteneurs. La Commission a décidé de les considérer ensemble dans ce chapitre.

Le conditionnement est un point important puisque le colis est la première barrière de confinement, quelle que soit la stratégie adoptée vis à vis des combustibles usés. Dans le cas de la Séparation-Transmutation certains radionucléides seraient difficilement transmutables et comme ils sont très mobiles le meilleur conditionnement s'imposerait.

6.3.1.1 Les conditionnements

C'est surtout la réduction de volume qui est privilégiée dans les recherches, et elle est effective.

Pour ce qui concerne le soutien aux industriels par le CEA la Commission note en particulier les recherches :

- pour l'extension du verre R7T7 aux platinoïdes, aux résidus des effluents haute activité de Valduc et aux anciennes solutions de produits de fission,
- pour la vitrification par creuset froid des résidus de déchets FA-MA de EDF obtenus par incinération par torche à plasma ou pour la vitrification directe par torche à plasma de divers autres déchets,
- sur les problèmes d'exothermicité dans la fabrication des bitumes et sur la modélisation de l'évolution de leur température, facteur essentiel pour leur entreposage. Ce point est important.
- sur l'identification physicochimique des boues en vrac de la Hague et sur leur reprise soit par bitumage soit par céramisation (ou par un autre procédé). Ce dernier aspect est le plus innovant. Il consiste à faire des titanates de barium pour piéger le plutonium. Ces composés sont très résistants à la lixiviation. Pour cela on traite directement à haute température la boue par l'oxyde de titane. Les premiers essais semblent concluants. Cette méthode devrait conduire à un nombre de colis moindre que le bitumage peu performant à cet égard,
- le conditionnement des concentrats d'évaporateur de la STE* de Saclay très actifs en césium 137 dans la néphéline, composé naturel très stable, ou des ciments. Les études sur

termes définis dans le glossaire

la néphéline qui vont aboutir à un procédé industriel ont préparé celles sur les matrices minérales qui sont examinées ci-après.

Toutes ces recherches ont connu un bon développement depuis 1994 et se poursuivent.

Un point important reste le conditionnement des boues de la Hague. Le plutonium y est associé au titane et il serait intéressant dans la recherche de solutions innovantes, comme celles passant par une décontamination en alpha de ces boues, de continuer à prendre ce point en compte.

La COGEMA considère que le devenir des déchets anciens en vrac est régi par les règles d'exploitation des usines et fait donc l'objet des procédures courantes entre l'exploitant et les autorités de sûreté.

La Commission considère que dans le cadre des procédures existantes les aspects long terme doivent être pris en compte d'une manière cohérente avec les orientations découlant des études menées dans le cadre de la loi de 1991. Elle recommande donc de continuer à examiner tout procédé innovant visant à minimiser le nombre de colis B résultant de la reprise de ces boues avant d'arrêter son choix pour un développement ultérieur.

6.3.1.2 Les matrices

Comme la Commission l'avait souligné l'an dernier, la caractérisation et la qualification d'une matrice nécessitent des recherches de longue haleine dans la continuité d'un travail coordonné et des moyens alloués.

L'évolution des progrès d'une année à l'autre peut donc ne pas être spectaculaire bien que les recherches aient été poursuivies de façon satisfaisante ce qui est le cas depuis l'an dernier.

A la suite des recommandations 1995 de la Commission, le CEA, qui a essentiellement en charge ces recherches, a précisé sa stratégie pour les années à venir en accord avec COGEMA, EDF et Framatome. Il s'agit :

- de la poursuite des études sur les matrices industrielles actuellement spécifiées et de leur extension à des matrices directement dérivées de celles-ci pour les déchets B et C anciens, ou à venir dans le cadre d'ACTINEX,
- du développement modéré de matrices minérales nouvelles dans l'attente de savoir quelles améliorations il serait vraiment nécessaire d'apporter aux matrices déjà mises en oeuvre,
- du développement du matériau pour les conteneurs haute performance et/ou haute intégrité.

Les plannings pour ces études sont en général établis comme on l'a déjà dit jusqu'en 2005. Celui concernant l'étude des verres nucléaires est particulièrement détaillé.

6.3.1.2.1 Les verres

La méthodologie pour les études expérimentales d'altération de cette matrice est au point. Elle est codifiée dans une norme AFNOR, qui va d'ailleurs devenir le cadre de l'étude de la lixiviation de tout autre solide. Cela permettra des comparaisons en principe rigoureuses, dont la nécessité avait été soulignée l'an dernier par la Commission.

Les données chiffrées exploitables sur la lixiviation des verres, acquises au CEA et dans le monde, sont nombreuses, comme on le sait, et s'étendent sur une quinzaine d'années. On connaît les paramètres caractéristiques du verre et les paramètres de l'environnement qui influent sur son altération ainsi que leurs effets dans les limites des variations que l'on attend pour ces paramètres en situation de stockage profond.

La modélisation cinétique phénoménologique mécanistique (code LIXIVER^{*}) et géochimique (code KINDIS^{*}) de l'altération du "verre modèle" du verre nucléaire R7T7 par lixiviation avec des solutions aqueuses est actuellement fondée sur l'altération du réseau silicaté de ce verre et formation du "gel", phase pelliculaire complexe qui se forme à partir des éléments constitutifs des verres relâchés lors de l'altération. Le verre modèle est un verre de composition semblable à celle du verre réel R7T7 mais inactif. Les mécanismes de la destruction des liaisons chimiques silicium-oxygène sont établis, ceux de la formation du gel le sont moins. Nous allons y revenir.

Chaque modélisation conduit, pour les temps correspondant aux mesures réalisées, à de bons résultats dans le cas où la chimie de l'interface est contrôlée par les éléments du verre. Cela nécessite un environnement particulier qui n'évacue pas le silicium qui passe en solution. Cet environnement pourrait être reproduit par la barrière ouvragée entourant le colis en choisissant les matériaux qui la composeront.

Sur la base de cette loi de comportement une modélisation prédictive (code PREDIVER^{*}) a été tentée qui vise à faire quelques prévisions pour le long terme et à orienter la recherche.

Ainsi dans les conditions où LIXIVER^{*} est applicable et dans les conditions d'un stockage profond pour un scénario normal d'évolution PREDIVER^{*} indique que l'altération d'un bloc verre industriel, à 10000 ans, resterait très faible et sa tenue à plus long terme serait particulièrement remarquable. PREDIVER^{*} montre aussi que le rôle du gel est prépondérant et que c'est sur la caractérisation de cette phase, son pouvoir de rétention et sa tenue à long terme qu'il faut faire porter les efforts de recherche expérimentale. En particulier il est capital d'étudier la diffusion du silicium dans le gel ou dans un gel modèle (en raison de la difficulté d'obtenir des gels réels de forte épaisseur).

termes définis dans le glossaire

La Commission recommande donc de porter une attention particulière sur la mesure de la diffusion du silicium, et d'autres éléments, dans le gel.

Appliqué aux verres naturels basaltiques, que l'on peut considérer comme les meilleurs analogues des verres nucléaires, le code PREDIVER montre que le gel est protecteur de l'altération du verre sain et que c'est cette propriété qui assure sa bonne tenue à la lixiviation.

Toute modélisation est évolutive et il est prévu d'améliorer le code PREDIVER, l'objectif final étant de modéliser dans quelques années le "terme source" du verre.

Les verres actifs prélevés en 1992 à la Hague ont la composition chimique et la stabilité (vis à vis de la dévitrification) attendues et les premiers tests d'altération par l'eau montrent qu'il n'y a pas de différences majeures avec ce que l'on connaît lors du début de l'altération du verre modèle. Ces points sont évidemment très importants.

Les équipes du CEA ont des collaborations nationales et internationales. Les études fondamentales et la réflexion sur la capacité des verres à confiner les déchets qu'ils contiennent se poursuivent dans la continuité, ce qui est un avantage considérable. Leur compétence dans ce domaine font aussi que les équipes sont très sollicitées.

La Commission recommande de ne rompre à aucun prix cette situation et de veiller à la disponibilité des équipes à travailler sur le devenir à long terme des verres nucléaires.

Comme le soulignent les chercheurs du CEA il faut maintenant :

- faire avancer, sur le verre modèle, les expériences visant la compréhension des mécanismes et cela demande d'élargir la composition des verres pour tester si d'autres éléments que le silicium jouent aussi un rôle,

- multiplier les expériences d'altérabilité globale avec des solutions aqueuses réalistes et réelles ou tout au moins en présence de matériaux synthétiques ou naturels,
- disposer au plus vite des laboratoires chauds pour l'étude méthodologique comparative avec leur modèle des verres actifs, dont on dispose d'ailleurs de nombreux échantillons y compris des échantillons de verre réels. Cela rejoint des considérations précédentes.
- construire une maquette de lixiviation à l'échelle 1. Cela est l'aboutissement de l'expérimentation en laboratoire et paraît une étape incontournable à mettre rapidement en oeuvre pour qu'elle soit significative avant un stockage réel.
- préparer les expériences in situ dans les laboratoires souterrains de caractérisation. Ce point est aussi important.

Au total, si on a bien cerné les paramètres importants de l'altération des verres nucléaires, on manque encore de connaissance sur le gel et sur le poids des mécanismes de son altération en présence des matériaux des barrières ouvragées ou géologiques.

Il serait également intéressant d'examiner le cas de situations non incluses dans un scénario d'évolution normale d'un stockage géologique par exemple celle où le verre se trouverait en milieu quasi sec car les mécanismes de son altération par la vapeur d'eau seraient modifiés par rapport à la lixiviation. Le rôle du gel aurait plus d'importance.

Enfin la Commission note que des études de modélisation atomique de l'effet des rayonnements sur le verre borosilicaté sont en cours. Ce sont des études très amont mais importantes pour comprendre l'effet de la radioactivité des radionucléides inclus sur le verre.

Aussi la Commission recommande-t-elle de poursuivre, avec l'ambition d'aboutir dans quelques années, les études sur les verres spécifiés, validant et faisant évoluer les modélisations phénoménologiques et prospectives actuelles.

La tenue à long terme du verre nucléaire borosilicaté R7T7 utilisé pour vitrifier les solutions de produits de fission des combustibles usés sera un point important dans l'analyse de sûreté d'un stockage profond. Mais il convient de souligner que cette matrice est certainement appelée à jouer, au plan mondial, un très large rôle dans la gestion des déchets radioactifs, voire non radioactifs. L'adaptabilité des verres à digérer des résidus moins radioactifs que les effluents haute activité est grande. Il peut s'agir des résidus du retraitement de combustible irradiés particuliers, d'actinides séparés, mais aussi de déchets alpha qui ne sont pas des oxydes (métaux, résines, boues de coprécipitations). Dans ces cas la charge en résidus peut être très élevée. Enfin beaucoup de verres peuvent être obtenus à partir de déchets portés à haute température. Un large panoplie de technologies est en cours de développement.

La Commission a délégué un de ses membres pour participer à une réunion internationale portant sur le "Verre en tant que matrice de confinement et sur la technologie de la vitrification" organisée par le "Board on Radioactive Waste Management" du "National Research Council" des Etats Unis (Washington, D. C., 13-15 mai 1996).

Pour ne retenir ici que l'aspect matrice de confinement il est apparu :

- qu'il y a eu accord sur les mécanismes de la lixiviation des verres,
- que les effets attendus pour la lixiviation dépendent de la composition du verre, de l'environnement dans lequel il sera placé et du scénario de lixiviation envisagé (un verre, une barrière ouvragée et un site, un scénario),
- que la modélisation à long terme de son altération fondée sur des lois cinétiques empiriques est par conséquent à envisager cas par cas. Cette modélisation doit être confortée par des considérations thermodynamiques portant sur la composition du verre et des phases secondaires qui peuvent prendre naissance à son contact. Le problème est de savoir lequel des aspects, cinétique ou thermodynamique, sera prédominant à long terme.

- que l'altération des verres naturels est consistante avec les expériences de laboratoire et qu'elle peut servir de test aux modèles. Elle ne peut toutefois constituer un test absolu (comme tous les analogues naturels),
- que les mécanismes de relâchement des radionucléides sont encore incertains, les complications provenant de leur comportement chimique dans le gel et des effets cumulés des rayonnements.

La matrice "verre modèle français R7T7" est apparue comme un verre au comportement simple eu égard à la lixiviation (ce qui n'est pas le cas pour beaucoup d'autres verres étudiés par exemple pour la vitrification de déchets haute activité militaires ou de plutonium). En conséquence les prévisions fournies par le code PREDIVER*, qui apparaît attaché au cas français, sont raisonnablement acceptables.

6.3.1.2.2 Les bitumes

Cette matrice conduisait à des volumes importants de colis de déchets B. La suppression du traitement des effluents par coprécipitation supprime de fait l'utilisation du bitume. Il resterait la matrice de référence pour les boues anciennes et il y a, comme on l'a signalé précédemment, un nombre important de colis en entreposage. La Commission a fait quelques réserves sur ce point.

Le comportement des colis de bitume en entreposage, c'est à dire en présence d'air, est connu.

Dans le précédent rapport, la Commission avait attiré l'attention sur l'intérêt de poursuivre les études de qualification de cette matrice dans des conditions proches d'un stockage. A cet égard des résultats substantiels ont été acquis sur la lixiviation des bitumes mais surtout sur la diffusion de l'eau dans le bitume et sur les effets couplés de l'eau et de l'irradiation sur son altérabilité et aussi sur sa biodégradation aérobie ou anaérobie.

termes définis dans le glossaire

Ces études montrent l'apparition de phénomènes favorables par rapport à une situation en présence d'air, comme une moindre production de certains gaz ou de nouveaux phénomènes mineurs, mais aussi d'effets plus gênants comme le relâchements de sels et de matière organique due à l'oxydation superficielle du bitume.

Il reste à apprécier l'influence de ces facteurs dans des conditions réelles de stockage ce qui est, ou sera pris en compte dans les tests globaux de vieillissement et dans le code PROGRER^{*}. Les résultats relatifs à la radiolyse seront examinés prochainement par la Commission.

La Commission recommande de poursuivre activement ces études de tenue à long terme des bitumes en raison des quantités de déchets déjà bitumés et du pourcentage notable en volume de ces déchets à stocker.

6.3.1.2.3 Les liants hydrauliques

Les liants hydrauliques et les matériaux dérivés sont surtout utilisés dans le conditionnement des déchets A mais des quantités importantes pourraient aller en stockage profond, ne serait ce que comme matrice d'enrobage des coques et embouts dans les colis B réalisés avant 1995 et pour les colis de déchets technologiques. La plupart des études sur les liants et bétons (perméabilité aux gaz, effets de l'irradiation sur les fluidifiants, mobilisations des radionucléides par les produits de dégradation de la cellulose à pH élevé) qui visent à définir leur durabilité (sur 300 ans) et leur confinement n'entrent pas formellement dans le cadre de la loi (elles concernent les déchets A) mais elles sont néanmoins importantes.

Celles qui s'y rapportent directement concernent principalement l'altérabilité à l'eau des pâtes de ciments.

termes définis dans le glossaire

Cette altérabilité est régie, peut être plus que pour les autres matrices, par des mécanismes compliqués en raison de l'hétérogénéité des phases qui les composent et parce qu'ils contiennent eux-mêmes de l'eau de constitution et de l'eau prisonnière dans leurs pores.

L'étude de la dégradation de la pâte CPA* par l'eau a été poursuivie. Elle est essentiellement due à la diffusion du calcium (puis de l'aluminium et du silicium) hors du liant à partir de l'hydroxyde de calcium et des silicates de calcium hydratés qui assurent la cohésion des 3 autres minéraux constituant le ciment. Cela provoque l'apparition de zones d'altérations séparées par des zones de dissolution de ces minéraux et la formation d'un gel en surface. Une première modélisation cinétique fondée sur la dissolution sélective des 5 différents minéraux et la diffusion du calcium dans les zones altérées a été proposée, qui reproduit bien les résultats.

Le comportement du calcium est déterminant. Il dépend de la température et ce facteur influe aussi sur la solubilité des phases, leur stabilité et sur la fissuration.

L'extension de ces recherches permettra de traiter le cas des coques dans le ciment qui est une situation particulière car les radionucléides ne sont disponibles qu'au cours de la corrosion de la couche superficielle de zircone recouvrant les coques et ils sont relâchés dans l'eau interstitielle des pores qui a un pH élevé (en raison de la diffusion du calcium), ce qui favorise leur rétention.

La mise au point des matériaux pour les conteneurs à haute intégrité (entreposage) et haute performance (surconteneur pour stockage?), bétons à base de poudres réactives (BPR) de très faible porosité et à fort pouvoir de confinement est un point important. A cet égard la connaissance a beaucoup avancé depuis l'an dernier concernant leur définition et leur mise en oeuvre par "céramisation à basse température" ($< 400\text{ }^{\circ}\text{C}$), leur renforcement par fibres métalliques et leurs propriétés mécaniques et de confinement.

D'autres types de liants à base de phosphosilicates sont aussi à l'étude (pour les surconteneur notamment).

La Commission considère qu'il s'agit de voies de recherches prometteuses et de recherches importantes voire cruciales pour certains scénarios comme l'entreposage longue durée. Elle recommande donc de poursuivre les recherches :

- sur l'altération des liants hydrauliques et la recherche de nouvelles formulations de bétons résistantes à l'agression de l'eau et de la température.**
- sur les bétons dits BPR***

et de poursuivre les collaborations avec des partenaires industriels impliqués dans les grands ouvrages de génie civil.

6.3.1.2.4 Les nouvelles matrices

On regroupe sous ce vocable les matrices minérales à propos desquelles la Commission avait fait dans son premier rapport des recommandations fortes.

Depuis l'an dernier des progrès ont été enregistrés dans la voie des apatites et des monazites et des vitrocristallins. L'objectif, un peu arbitraire, est de sélectionner des composés copiant des minéraux naturels et ayant un pouvoir de rétention, vis à vis des principaux radionucléides, 10 fois supérieur à celui du verre dans les mêmes conditions de lixiviation. Il s'agit d'études de laboratoire. Les recherches dans ce domaine devraient se structurer dans le cadre du projet NMC (Nouvelles Matrices Cristallines).

termes définis dans le glossaire

Les apatites naturelles, notamment celles de l'environnement des réacteurs fossiles d'Oklo, ont été riches d'enseignement sur la forte rétention des produits de fission comme le césium, les terres rares et d'actinides (Pu) en fonction de la température.

L'étude de ciments apatitiques^{*}, qui sont en fait des apatites phosphocalciques, a conduit à préparer à basse température, et c'est là l'intérêt, diverses séries de composés dont des halogénoapatites^{*}. Dans ce domaine le CEA a mis au point une apatite iodovanadoplombeuse^{*} qui est une nouvelle matrice potentielle pour l'iode. Il reste à étudier sa qualification et sa compatibilité avec un conteneur.

Enfin les recherches sur les apatites phosphosilicatées (britholites^{*}) incorporant césium, uranium ou plutonium et lanthanides sont en cours et bien avancées.

Pour ce qui concerne les monazites^{*} dont la synthèse peut être plus souple que celle des apatites car on peut au départ emprunter la voie aqueuse et finir par calcination et frittage (la synthèse des apatites se fait essentiellement par réaction solide-solide), ce sont les solutions solides entre monazite de cérium et phosphate d'uranium et de calcium qui donnent de bons espoirs pour arriver à un procédé. L'aspect mise en forme par frittage est déjà bien engagé.

Les recherches sur les apatites et les monazites donnent aussi lieu à des études de modélisation.

On range dans les matrices minérales les vitrocristallins car par dévitrification d'un verre approprié on peut y faire apparaître la titanite, silicotitanate de calcium dont on sait qu'il confine les actinides (la titanite est une phase d'un Synroc^{*}). On peut aussi y inclure les matériaux hybrides obtenus en enrobant dans un verre une phase dispersée d'oxydes. Ces deux types de matériaux ont des propriétés différentes vis à vis de la lixiviation. Les vitrocristallins retiennent fortement l'attention du CEA.

termes définis dans le glossaire

La Commission considère que ces résultats sont très intéressants et ouvrent des perspectives pour d'éventuelles voies de substitution si certains radionucléides ne pouvaient être transmutés. Bien que le CEA n'affiche pas de stratégie dans la voie Séparation-Conditionnement la Commission recommande de maintenir ces recherches à un haut niveau et coordonnées.

Par ailleurs, il serait intéressant d'explorer la voie pour certains matériaux comme les ciments apatitiques qui pourraient jouer le rôle de matrice chimique d'enrobage.

6.3.1.3 Les autres matériaux à considérer pour le confinement à long terme

6.3.1.3.1 Les matériaux métalliques

Les mécanismes de la corrosion des matériaux métalliques sont bien connus. Il convient de vérifier quels sont ceux qui interviennent dans des conditions données d'environnement (eaux granitique ou argileuse) et des études sont en cours sur ce point.

En particulier certaines portent sur des alliages à base d'aluminium qui pourraient être candidats à un surconteneur. Ce point est original car il s'écarte des voies traditionnelles d'étude des alliages à base de fer, titane ou cuivre.

Ce qui est important pour le long terme est la nature des composés de corrosion qui se formeront car ils modifieront le champ proche d'un stockage. Une approche thermodynamique a été conduite sur des aciers qui appelle maintenant une étude expérimentale de validation et la poursuite d'expériences d'altération des verres avec une solution des produits de corrosion saturée en hydrogène sous pression, laquelle modélise une situation en milieu réducteur. Ces expériences entrent dans la catégorie des expériences définies au point 6.3.2.1.

Il reste donc à modéliser l'évolution de la tenue des matériaux dans les milieux du champ proche, en tenant compte des observations sur les objets métalliques ferreux archéologiques.

La Commission considère que les recherches dans le domaine des matériaux métalliques pour le long terme devraient être plus soutenues et recentrées sur les déchets, compte tenu de la grande compétence du CEA dans les domaines de la corrosion métallique et de la modélisation.

6.3.1.3.2 Les combustibles usés

Il est clair, même si cela n'est pas exprimé, que tout déchet inventorié est susceptible d'aller au stockage profond. Ce pourrait être le cas des combustibles usés non retraités.

Outre les problèmes de recherche de matériaux robustes et tolérants pour le conteneurage, qui rejoignent le point précédent et renforcent la recommandation de la Commission, ceux de la tenue et du confinement des oxydes d'uranium et de plutonium irradiés redeviennent importants dans le contexte français.

Ces points n'ont pas échappé aux acteurs français du nucléaire et une veille des travaux conduits à l'étranger et dans le cadre des programmes européens est assurée depuis quelques années. Il existe depuis 1992 un groupe de réflexion permanent sur le stockage direct qui examine des scénarios, même celui de l'arrêt du retraitement, et les analyses de sûreté associées et qui identifie les études et développements technologiques à conduire.

On connaît donc les progrès réalisés sur les mécanismes de la lixiviation de l'oxyde d'uranium et du relâchement de l'activité de certains combustibles irradiés. Il reste qu'aux plans expérimental et modélisation, si on veut rejoindre en France le niveau de compétence que l'on a dans les verres, beaucoup reste à faire. L'expérience française récente est limitée à quelques études fondamentales sur l'altération de l'oxyde d'uranium en milieu oxydant et réducteur en fonction de la température et à des observations sur les réacteurs d'Oklo qui confortent les

expériences et montrent le rôle de l'hydrochimie locale. Des tests de lixiviation globale sur des combustibles réels y compris des MOX ont été réalisés par le passé au CEA.

Dans le cas du stockage direct, les oxydes irradiés deviennent les matrices de confinement de tous les radionucléides produits dans les réacteurs. Leurs propriétés vis à vis de la lixiviation dépendent uniquement des conditions d'irradiation qu'ils ont subi en réacteur et on doit s'en accommoder. Aussi les essais cruciaux sont les expériences de lixiviation intégrales avec des combustibles réels. Elles doivent ici, bien plus que dans le cas des verres, accompagner toutes les expériences sur les oxydes.

La Commission recommande d'examiner très en détail quelles recherches il convient de relancer au niveau de la modélisation du terme source des colis dans la perspective de l'enfouissement de combustibles usés UOX et MOX.

Elle souhaite que lui soit présentée l'état de la question dès que possible.

6.3.1.4 Les conteneurs

6.3.1.4.1 Les Conteneurs de Haute Intégrité (CHI)

Un exposé détaillé a été fait à la Commission sur l'état d'avancement des études des conteneurs de haute intégrité (CHI) réalisés en béton éventuellement renforcé et des conteneurs de haute performance (CHP) réalisés en fonte recyclée.

Les études concernant les premiers sont menées en parallèle avec celles portant sur des conteneurs destinés aux déchets à stocker en surface sur le site de l'Aube. On distingue actuellement trois catégories de conteneurs :

- le conteneur durable, pour déchets enrobés,

- le conteneur durable et confinant destinés à recevoir des déchets bloqués ou enrobés pour un stockage en surface et répondant aux exigences des RFS I 2 et III 2e, ainsi qu'aux spécifications ANDRA,
- le conteneur haute intégrité destinés à recevoir des déchets en vrac de catégorie B, pour l'entreposage de Cadarache.

Ces trois types de conteneurs sont conçus pour des durées de stockage ou d'entreposage de 300 ans avec des taux de défaillance de 12 % et 0 % pour le stockage CHI. Leurs volumes sont de 1 à 5 m³ et leur poids de 3 à 8 tonnes environ.

Le taux de défaillance plus élevé, toléré pour le conteneur durable vient du fait que pour ce cas le confinement est assuré par l'enrobage des déchets alors que le confinement doit être assuré par le conteneur dans les deux autres cas.

Les conteneurs apportent la protection biologique et la résistance à des eaux agressives dans le cas du stockage et aux intempéries et à l'irradiation dans le cas de l'entreposage.

Les objectifs visés pour les CHI (voir entreposage) sont de permettre la réversibilité de position, c'est-à-dire le déplacement des colis, mais aussi la réversibilité de conditionnement par reprise du déchet contenu non enrobé et la réduction de volume pour certains déchets qui peuvent y être mis compactés.

Il est nécessaire d'élaborer une spécification pour ce conteneur. Elle est d'ailleurs en cours de définition avec la mise au point de protocoles d'essais et la détermination des limites d'acceptabilité, et devrait être terminée fin 1996.

L'agrément des CHI par l'ANDRA nécessite un rapport de sûreté, et des prescriptions techniques pour l'installation d'entreposage dans laquelle ils seront disposés ainsi que les avis des organismes de sûreté. Il est prévu pour fin 1997.

Une mention particulière doit être faite sur les études concernant de nouveaux bétons et notamment ceux comportant de la poudre réactive (BPR^{*}), béton à très faible porosité due à l'adjonction d'adjuvant superplastifiant et d'une poudre de quartz de taille inférieure à 300 µm. Un accroissement de la compacité est obtenu en utilisant de la fumée de silice et une amélioration de sa tenue est obtenue par incorporation de fibres métalliques. Les propriétés de ces BPR sont très prometteuses, la porosité peut être ramenée de 13 % pour un mortier CPA 55 à 3 % pour un BPR, la résistance en compression peut-être de 10 à 20 fois supérieur à celle d'un béton classique et l'énergie de fracturation 200 fois plus élevée que celle d'un béton traditionnel.

Les recherches pour 1996 concernent des essais de lixiviation, la mesure de la diffusion du césium et finalement la réalisation d'un prototype de conteneur.

6.3.1.4.2 Les Conteneurs de Haute Performance (CHP)

Des études sont conduites au CEA sur des conteneurs en fonte recyclée (volume de 1,1 m³ pour un poids de 7 tonnes). La fonte utilisée est une fonte à graphite lamellaire qui présente des caractéristiques mécaniques intéressantes et une corrosion généralisée comprise entre 2,5 et 20 micromètres par an. Les études de corrosion localisée sont en cours. Par ailleurs la diffusion de l'hydrogène à travers la paroi est très faible.

La principale difficulté pour la mise au point de ce type de conteneur se situe au niveau du système de fermeture étanche du bouchon. Le procédé de mise en place du joint au plomb est à revoir.

Des essais sont prévus en 1996 pour étudier le comportement au feu et aux chocs, ainsi que la tenue sous charge de ces conteneurs.

Ces conteneurs destinés à l'entreposage de déchets du CEA et éventuellement de déchets d'UPI* doivent faire l'objet d'un rapport de synthèse fin 1996, après avoir obtenu les résultats des essais.

La Commission attache une très grande importance aux études conduites sur les conteneurs dits à haute performance (CHP) ou à haute intégrité (CHI). En effet ces conteneurs ont un rôle déterminant dans la phase d'entreposage, surtout si l'on considère que celle-ci puisse se poursuivre sur des périodes de temps pouvant atteindre le siècle ou quelques siècles pour certaines catégories de déchets.

La Commission recommande donc de poursuivre activement ces études en approfondissant les investigations sur le comportement à long terme de ces conteneurs et en intégrant les interactions possibles avec le déchet contenu et avec le milieu environnant.

6.3.2 L'entreposage de longue durée

La situation, les recherches et les réflexions sur les concepts d'entreposage de moyenne et longue durées ont fait l'objet de plusieurs présentations tant par le CEA que par la COGEMA.

6.3.2.1 Réflexions sur l'entreposage de longue durée

La Commission pour les questions scientifiques et techniques relatives à la gestion des déchets radioactifs auprès du Conseil Scientifique du CEA a créé un groupe de travail réunissant des représentants de diverses directions du CEA (DCC, DCS, DGD) de l'IPSN, de la DSIN, de l'EDF, de l'ANDRA, de la COGEMA et du BRGM*. Les principales conclusions

termes définis dans le glossaire
termes définis dans le glossaire

et recommandations de ce groupe de travail ont été exposées à la Commission et peuvent se résumer comme suit :

- l'entreposage de longue durée devrait s'appliquer à des déchets susceptibles de valorisation, ou pour lesquels la décroissance présenterait des avantages significatifs pour leur gestion ou qui pourraient encore supporter un scénario d'oubli,
- les deux concepts d'entreposage en surface et en subsurface sont à examiner,
- la conception doit être basée sur un système passif nécessitant un minimum de maintenance,
- les aspects financiers doivent être examinés avec la constitution de provisions en fonction des perspectives de persistance de l'industrie nucléaire,

Un nouveau groupe de travail réunissant les mêmes organismes va être mis en place avec pour objectif de définir :

- les contraintes de l'entreposage de longue durée par type de déchets,
- un programme de Recherche et Développement concerté, devant démarrer dès 1997,
- le cahier préliminaire des charges d'un entreposage de longue durée par types de déchets.

Pour ce qui concerne l'entreposage de longue durée, la Commission se félicite des initiatives prises et soutient vivement les réflexions prospectives menées avec tous les acteurs concernés par les entreposages de déchets. Elle considère que l'entreposage de longue durée doit être étudié, sous tous ses aspects, car c'est un point important de la loi.

6.3.2.2 Les entreposages existants et en développement pour les déchets issus du retraitement

a. COGEMA

Les prévisions des quantités de déchets à entreposer par catégories de déchets jusqu'en 2020 pour les deux établissements de Marcoule et de La Hague ont été fournies à la Commission de façon détaillée, (les valeurs globales sont celles indiquées en annexe 2 du chapitre IV). Les schémas conceptuels des entrepôts de verre R7 et T7, des coques (EDC^{*}), des déchets solides (EDS^{*}) et des bitumes de l'atelier STE3 (EB/STE3) ont été exposés ainsi que les plans du bâtiment d'entreposage "EIP"^{*} de Marcoule qui doit être mis à disposition à fin 1997.

Ces installations sont conçues pour protéger les colis contre toutes détériorations pendant des dizaines d'années. Des études sont à faire pour démontrer qu'elles puissent durer plusieurs centaines d'années.

La Commission soutient l'extension des études conduites par COGEMA sur la longévité des entrepôts et recommande que les calendriers prévus pour leur mise à disposition soient respectés.

b. CEA

Un exposé très complet a été fait à la Commission de la situation des entrepôts de Cadarache dont la durée de vie est estimée à 50 ans, en faisant remarquer que pour les colis irradiants la date d'entreposage remonte à 1965. Les inventaires ont été fournis par catégories de déchets ainsi que les prévisions de production pour les 30 ans à venir.

Une présentation particulièrement intéressante et complète a concerné la future Installation Nucléaire de Base (INB) baptisée CEDRA qui devrait être opérationnelle à partir de 1999, pour une durée de vie de 50 ans et qui aura pour fonctions :

- les traitements préalables et les mesures d'activité des déchets (salles de casse, de tri, de lavage aux ultrasons, de décapage, d'électrolyse, d'incinération, d'entreposages tampons et de mesures sur fûts et paquets).
- les entreposages de déchets de faible et moyenne activité, de déchets radifères, de divers résidus et de cendres d'incinération.

Cette installation sera conçue pour résister à des séismes force 9 de SMS contre 7 pour ceux existants.

La capacité d'entreposage sera de 1 200 m³ pour les colis faiblement irradiants et de 2 500 m³ pour ceux moyennement irradiants.

La Commission apprécie l'effort du CEA pour la réalisation d'un entreposage moderne et recommande que les études de comportement de cet entrepôt et du vieillissement des colis sur des durées de quelques siècles soient entreprises.

c. Situation à l'étranger

Le CEA a présenté conformément à la loi du 30.12.91 la situation de l'entreposage des déchets de retraitement dans un certain nombre de pays étrangers : l'Allemagne, la Belgique, l'Inde, le Japon, le Royaume-Uni, la Russie, la Suisse et les USA après avoir rappelé pour chacun d'eux le cadre réglementaire, l'organisation et des organismes responsables de la gestion des déchets radioactifs.

Les informations techniques fournies dans cette première étude ont essentiellement porté sur les verres ; le point sur les autres types de déchets de moyenne activité et alpha, également entreposés, feront l'objet d'une étude ultérieure.

Les déchets vitrifiés sont tous entreposés à sec, soit en châteaux type CASTOR* en Allemagne et en Suisse avec refroidissement par convection naturelle, soit en casemates dans les autres pays avec refroidissement par convection naturelle ou forcée.

Il apparaît que l'expérience est limitée pour l'instant et qu'il y a peu d'installations opérationnelles, que les entreposages sont faits dans une perspective de 100 ans au plus et qu'il n'existe pas d'étude de comportement à long terme des installations.

La Commission recommande que l'examen des études et réalisations étrangères des entreposages soit poursuivi et maintenu à jour.

6.3.2.3 Les entreposages de combustibles irradiés et usés

Une présentation particulièrement très intéressante a été faite à la Commission du retour d'expérience de l'installation d'entreposage CASCAD* de Cadarache. Elle est destinée à l'entreposage de combustibles irradiés et usés dans 315 puits.

L'exploitation de CASCAD a démarré le 8 juin 1990 avec une première campagne d'entreposage portant sur 2 657 conteneurs d'éléments combustibles usés de EL4 (Brennilis), livrés en 56 transports et répartis sur 54 puits. Aujourd'hui, le taux d'occupation de CASCAD est de 45 % (143 puits chargés sur 315). La puissance thermique dissipée est de 35 kW, soit 20 % de la puissance maximum autorisée qui est de 189 kW. Les puits disponibles sont réservés pour les combustibles de propulsion navale (108 puits), et pour des combustibles du réacteur OSIRIS brûlés à 45 000 MWj/t. Quelques puits sont réservés pour les combustibles des réacteurs expérimentaux de l'IPSN.

termes définis dans le glossaire

Le retour d'expérience sur la conception de l'installation fait apparaître qu'elle est, d'une manière générale, conforme aux prévisions. En ce qui concerne l'irradiation externe, il y a cependant un léger déplacement des frontières des zones contrôlées. On constate aussi une faible fissuration du béton aux supports du pont roulant de 400 kN et, également, une sensibilité de l'alimentation électrique aux perturbations orageuses, ce qui fait l'objet d'une réflexion pour amélioration.

Le retour d'expérience sur les facteurs susceptibles de limiter la durée de l'entreposage a été fait sur 7 critères :

- la qualité des gaines des combustibles qui peut être un facteur limitant au début de l'entreposage et nécessite un contrôle périodique annuel,
- le bon fonctionnement de la ventilation naturelle qui assure une bonne évolution de la pression et de la température,
- l'utilisation de conteneurs étanches qui permet de régler l'évolution de la contamination résiduelle,
- le bon état de fonctionnement permanent de la chaîne de manutention,
- la bonne intégrité de la barrière béton,
- la tenue de l'entreposage à rester sec. Il n'y a, à ce jour, aucun risque de lixiviation par inondation externe,
- le bon fonctionnement de la surveillance par téléarme.

En conclusion, le bon fonctionnement général de CASCAD permet de valider jusqu'à maintenant la pertinence des options retenues lors de la phase de conception ainsi que la maîtrise de la sûreté de fonctionnement de l'installation.

Un certain nombre de mesures permettrait de prolonger éventuellement l'entreposage au delà des 50 ans prévus. A l'issue de cette période les combustibles devraient normalement être retirés et certains retraités.

La Commission apprécie que le suivi de l'évolution d'une installation telle que CASCAD ait été porté à sa connaissance et elle souhaite obtenir, dans l'avenir, les informations du retour d'expérience pour les installations d'entreposage d'autres déchets également en exploitation.

6.3.2.4 La situation des entreposages de longue durée de combustibles à l'étranger

Comme pour les déchets issus du retraitement le CEA a examiné la situation mondiale de l'entreposage des combustibles usés et il a présenté à la Commission les différents concepts d'entreposages de ces combustibles ainsi que leur état (voir Figures 1 et 2 en annexe 5).

L'installation CLAB* suédoise est généralement citée comme référence pour l'entreposage en piscine en subsurface. Il existe des possibilités d'augmentation des capacités d'entreposage des piscines, soit par adjonction de niveaux supplémentaires de paniers, soit par densification d'un facteur 2. Cette dernière pratique soulève un certain nombre de problèmes de sûreté liés principalement à la criticité. D'autres facteurs limitatifs apparaissent aussi liés au risque d'endommagement des crayons et à la limitation de la charge admissible par les structures. Des problèmes de garantie (comptabilité, contrôles) se posent également.

termes définis dans le glossaire

Le CEA a présenté des différents types d'entreposages à sec : en casemate selon différents concepts, en château (type CASTOR^{*}), en conteneur multi-usages (MPC^{*}) étudié aux Etats-Unis, et, enfin en silo au Canada pour les combustibles CANDU^{*}.

Un aperçu des principales réalisations d'entreposage à sec dans le monde est donné dans l'annexe 5. On y trouvera aussi une tentative de comparaison entre les systèmes d'entreposage.

La Commission a été très intéressée par la présentation des entreposages des combustibles en France et à l'étranger et souhaite connaître le retour d'expérience des installations en exploitation, telle que celui présenté pour CASCAD.

6.4 Synthèse et recommandations générales

En conclusion, la Commission a eu connaissance de nombreux documents établis par les acteurs impliqués dans les recherches couvrant les trois axes de la loi. Ces documents sont généralement bien structurés et présentent souvent outre les stratégies, les programmes de recherches prévus jusqu'en 2005, programmes quelques fois ambitieux au regard du temps imparti d'ici cette date. Toutefois il n'est jamais mis en regard les moyens humains et matériels engagés pour les conduire. Cela rend donc difficile l'appréciation de la Commission sur les soutiens effectifs donnés aux priorités qui ont été choisies par les acteurs de la recherche ou recommandées par la Commission.

Aussi la Commission recommande-t-elle aux acteurs de la loi de donner des informations sur les nombres de personnes engagées dans les programmes et sur les budgets dont elles bénéficient et d'indiquer aussi les éventuelles difficultés à conduire ces programmes, en particulier au regard du respect du calendrier prévisionnel.

^{*} termes définis dans le glossaire

Il apparaît à la Commission que beaucoup de recherches à caractère général conduites dans le cadre de la loi restent trop confidentielles et mériteraient d'être connues de la communauté scientifique internationale. Cela conforterait l'expertise des acteurs, améliorerait l'information du public et renforcerait l'image de la France dans le domaine de la gestion des déchets nucléaires.

La Commission encourage la publication des résultats des recherches, dont certaines se situent à un haut niveau, dans les revues et journaux internationaux appropriés.

Annexe 1**Décret n° 93-940 du 16 juillet 1993 portant application
de la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 sur la gestion
des déchets radioactifs et relatif à l'autorisation d'installation
et d'exploitation d'un laboratoire souterrain**

Le Premier Ministre,

Sur le rapport du Ministre de l'industrie, des postes
et télécommunications et du commerce extérieur,

Vu le code minier :

Décrète :

Art. 1er. - La demande d'autorisation d'installation et d'exploitation d'un laboratoire souterrain destiné à étudier l'aptitude des formations géologiques profondes à stocker des déchets radioactifs est adressée par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs à ses ministre de tutelle. Elle est accompagnée d'un dossier comprenant les pièces suivantes :

- 1 - la justification de ses capacités techniques et financières ;
- 2 - un mémoire précisant l'objet de l'opération et comportant tous les renseignements d'ordre géologique et géophysique disponibles quant au caractère favorable des formations à étudier. Ce mémoire présente, en les justifiant au regard des objectifs à atteindre en matière de sûreté, la description et les moyens du programme d'études qu'il est envisagé de mener dans le laboratoire souterrain ainsi qu'en surface ;
- 3 - une carte au 1/25 000 sur laquelle figurent le périmètre des terrains occupés par les installations de surface, le périmètre des terrains sous lesquels sera situé le laboratoire et le puits principal d'accès au laboratoire ainsi que le périmètre de protection ;
- 4 - une description des installations de surface et souterraines envisagées ;
- 5 - l'étude d'impact définie à l'article 2 du décret du 12 octobre 1977 susvisé ;
- 6 - une étude exposant les dangers éventuels que peut présenter l'installation en cas d'accident et justifiant les mesures propres à en réduire la probabilité et les effets ;
- 7 - une notice relative à la conformité de l'installation projetée avec les prescriptions législatives et réglementaires relatives à l'hygiène et à la sécurité du personnel ;

8 - un projet de cahier des charges.

Art. 2. - Les ministres chargés de l'énergie et de la sûreté des installations nucléaires transmettent le dossier accompagnant la demande d'autorisation aux préfets des départements sur le territoire desquels se trouve tout ou partie du périmètre de protection projeté.

L'enquête publique est régie, sous réserve des dispositions suivantes, par les dispositions du décret du 23 avril 1985 susvisé.

Le préfet compétent pour engager la procédure d'enquête est celui du département où doit se situer le puits principal d'accès au laboratoire. Ce préfet prend l'avis des services intéressés et provoque entre eux une conférence administrative.

L'avis d'enquête publique est affiché et l'enquête effectuée dans les communes incluses dans le périmètre de protection, dans les communes dont une partie du territoire est située à moins d'un kilomètre des limites du périmètre de protection précité, ainsi que dans les communes dont une partie du territoire est à moins de dix kilomètres du puits principal d'accès au laboratoire.

La transmission aux ministres chargés de l'énergie et de la sûreté des installations nucléaires du rapport et des conclusions relatives à l'enquête doit avoir lieu dans un délai d'un mois à compter du jour où le rapport de la Commission d'enquête a été remis au préfet.

Cette transmission est accompagnée du compte rendu de la conférence administrative et de l'avis du préfet.

Vu la loi n° 83-630 du 12 juillet 1983 relative à la démocratisation des enquêtes publiques et à la protection de l'environnement, ensemble le décret n° 85-453 du 23 avril 1985 pris pour son application ;

Vu la loi n° 91-1381 du 30 septembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, notamment ses articles 8, 9, 10 et 11 ;

Vu le décret n° 66-450 du 20 juin 1966 relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants ;

Vu le décret n° 77-1141 du 12 octobre 1977 relatif à la protection de la nature ;

Le Conseil d'Etat (section des travaux publics) entendu,

Art. 3. - Parallèlement à l'organisation et au déroulement de l'enquête publique, le préfet transmet pour avis le dossier de demande d'autorisation aux conseils régionaux, généraux et municipaux dans le ressort desquels se déroule l'enquête publique, qui disposent d'un délai de trois mois à compter de la réception du dossier pour délibérer et faire parvenir leur avis au préfet. A l'issue de ce délai, le préfet transmet aux ministres chargés de l'énergie et de la sûreté des installations nucléaires les résultats de cette consultation.

Art. 4. - Le décret en Conseil d'Etat prévu par l'article 8 de la loi du 30 décembre 1991 susvisée fixe la durée de l'autorisation et les conditions de son éventuel renouvellement ; il détermine le périmètre de protection prévu par l'article 10 de la même loi, ainsi que les mesures générales de police que les préfets des départements intéressés pourront prescrire ou mettre en oeuvre pour assurer l'installation et le bon fonctionnement du laboratoire.

Le décret est assorti d'un cahier des charges qui précise notamment :

1 - les périmètres d'emprise et les caractéristiques principales des installations de surface et du laboratoire souterrain ;

2 - les prescriptions particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant pour les travaux de construction et l'exploitation du laboratoire ;

3 - les mesures assurant la sécurité des personnes et l'intégrité des biens susceptibles d'être affectés par l'existence du laboratoire pendant sa construction, son exploitation et après la cessation de ses activités ;

4 - les conditions de remise en état du site, si celui-ci n'est pas retenu ultérieurement pour un stockage souterrain ;

5 - les programmes de recherches et d'études envisagés, ainsi qu'un calendrier indicatif de leur réalisation.

Art. 5. -

5.I - Il est ajouté à l'annexe III au décret du 12 octobre 1977 susvisé la rubrique 17° suivante :

"17°- Les laboratoires souterrains destinés à étudier l'aptitude des formations géologiques profondes au stockage des déchets radioactifs".

5.II - Il est ajouté à l'annexe au décret du 23 avril 1985 susvisé la rubrique 36° suivante :

"36° (catégorie d'aménagement) les laboratoires souterrains destinés à étudier l'aptitude des formations géologiques profondes au stockage des déchets radioactifs (seuils et critères) : tous travaux".

Art. 6. -Le ministre de l'industrie, des postes et télécommunications et du commerce extérieur et le ministre de l'environnement sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de l'exécution du présent décret, qui sera publié au Journal Officiel de la République Française.

Fait à Paris, le 16 juillet 1993.

EDOUARD BALLADUR

Par le Président de la République :

Par le Premier ministre :

Le ministre de l'industrie, des postes et télécommunications
et du commerce extérieur,

GERARD LONGUET

Le ministre de l'environnement,

MICHEL BARNIER

Annexe 2

Composition de la Commission Nationale d'Evaluation
Nomination des membres de la Commission Nationale d'Evaluation
Décret du 27 janvier 1994 - Journal Officiel - Lois et Décrets du 3
février 1994

Composition de la Commission Nationale d'Evaluation
--

- ◆ 6 personnalités qualifiées (dont 2 experts internationaux) désignées à parité, par l'Assemblée Nationale et le Sénat sur proposition de l'Office parlementaire d'évaluation des choix technologiques.

- **Bernard Tissot -** Directeur de la Recherche et du Développement à l'Institut Français du Pétrole-Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Sciences de la Terre) - Président de la Commission Nationale d'Evaluation

- **Jean-Claude Duplessy -** Directeur de Recherche au CNRS - Centre des Faibles Radioactivités - Gif-sur-Yvette - (Géochimie)

- **Robert Guillaumont -** Professeur de Chimie à l'Université de Paris Sud à Orsay - Membre Correspondant de l'Académie des Sciences - (Radiochimie-)

- **Jean-Pierre Olivier -** Chef de Division à l'AEN/OCDE (Agence pour l'Energie Nucléaire - Organisation de coopération et de développement économiques) - (Radioprotection)

- **Rudolf Rometsch -** Consultant (ancien Président) à la CEDRA (équivalent de l'ANDRA en Suisse) - (Physico-Chimie)

- **Jean-Paul Schapira -** Directeur de Recherche au CNRS/IN2P3 (Physique Nucléaire)

- ◆ 2 personnalités qualifiées désignées par le Gouvernement sur proposition du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires

■ X - personnalité à désigner

- Jean Lefèvre - Conseiller Scientifique du CEA pour l'aval du cycle du combustible(Chimie)

- ◆ 4 experts scientifiques désignés par le gouvernement, sur proposition de l'Académie des Sciences

- Robert Dautray - Haut-Commissaire à l'Energie Atomique - Membre de l'Académie des Sciences - (Physique)

- Raymond Castaing - Membre de l'Académie des Sciences - (Physique)

- Jacques Lafuma - Conseiller Technique du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique - (Radioprotection)

- Ghislain de Marsily - Professeur de Géologie Appliquée à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - (Sciences de la terre)

Le Secrétariat scientifique de la Commission Nationale d'Evaluation est assuré par **Arsène SAAS**, Conseiller Technique au Cabinet du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique.

Annexe 3

Etat des lieux pour les déchets relevant de la loi du 30 décembre 1991

Dans le rapport n° 1 de juin 1995, l'annexe 3 donnait un premier inventaire des déchets destinés à un éventuel stockage profond en 2020.

La Commission au chapitre 3 du rapport n° 1 avait recommandé une mise à jour de cet inventaire pour les déchets B et C afin de disposer de prévisions, au plus près, pour les 30 prochaines années.

Dans le bilan annuel 1995 remis à la Commission par l'ANDRA, cette mise à jour a été effectuée mais elle ne tenait pas compte de l'annonce de la stratégie EDF quant au retraitement d'une partie du combustible usé faite à la Commission lors de l'audition de EDF. Par ailleurs la publication, le 20 mars 1996 par le Député Christian BATAILLE du rapport sur "l'évolution de la recherche sur la gestion des déchets nucléaires à haute activité" a apporté un éclairage nouveau pour les déchets de catégories B et C.

Cette annexe fait le point.

1. Première mise à jour de l'inventaire des déchets des catégories B et C attendus en l'an 2020

Dans le rapport n° 1 de juin 1995, les ordres de grandeurs des volumes de déchets à stocker en 2020, annoncés étaient respectivement de 6 400 m³ de colis de verres nucléaires (catégorie C) et de 110 000 m³ de colis d'autres déchets ne pouvant aller en stockage de surface (catégorie B).

L'ANDRA a mis en place, courant 1994, un groupe de travail réunissant les principaux producteurs dont la mission était de compléter l'inventaire et d'affiner les hypothèses de production de déchets jusqu'en 2020. Le tableau 1 donne l'inventaire globale établi par ce groupe et les hypothèses, quant aux perspectives de production de déchets jusqu'en 2020, sur lesquelles il s'était appuyé. Il reflète la situation telle qu'elle était perçue en 1995. Les documents fournis par l'ANDRA recensent tous les déchets et leurs lieux d'entreposage. Les déchets sont classés en familles et les caractéristique de ces familles sont décrites par nature, conditionnement, conteneur, nombre de colis et volume.

Tableau 1 : Ordres de grandeurs des volumes et quantités de déchets de catégories B et C attendus en l'an 2020

PRODUCTEURS	VOLUMES DES DECHETS DE CATEGORIE B (en m ³)		VOLUMES (ENM3) OU QUANTITE DES DECHETS DE CATEGORIES C (EN tML*)
COGEMA La Hague et Marcoule	avec compactage des coques et embouts (1)	sans compactage des coques et embouts (1)	entre 2600 et 4900 (2) de verres
	entre 37400 et 41200	entre 45100 et 57400	
EDF	entre 1200 et 1300 (3)		combustibles usés non retraités (4)
Centres CEA	entre 19800 et 26400 (5)		entre 10 et 60 de combustibles irradiés ou usés et d'échantillons non retraités (6)
Volumes totaux en m³ (tous producteurs)	avec compactage des coques et embouts	Sans compactage des coques et embouts	entre 2600 et 4900 m ³ + entre 10 et 60 t de combustibles CEA + combustibles EDF non retraités
	entre 58400 et 68900	entre 66000 et 85100	

Origine : ANDRA

* tML : tonne de métal lourd, c'est-à-dire de U et de Pu

- (1) ces volumes prévisionnels n'incluent pas les déchets de démantèlement de COGEMA Marcoule estimés actuellement à 5 550 m³ car on ne sait pas encore si la totalité de ce volume sera générée avant 2020. Pour les déchets de structure des assemblages combustibles (coques et embouts), le compactage est retenu à ce jour comme conditionnement de référence. Pour comparaison, figurent les volumes que l'on obtiendrait si la cimentation de ces déchets était maintenue.
- (2) La fourchette de volumes des déchets B et C de retraitement indiquée correspond à la prise en compte, pour les déchets produits à La Hague, des 2 scénarios définis par EDF, un bas = 400 t/an et un haut = 1 200 t/an de retraitement des combustibles, usés à partir de 2001. Les volumes de déchets correspondant au scénario médian = 650 t/an se situent à l'intérieur de cette fourchette. Voir aussi remarque 4.
- (3) Il s'agit de déchets dits d'activation produits dans les réacteurs et entreposés en étuis. Le conditionnement de ces déchets n'étant pas encore défini par EDF, les volumes indiqués correspondent donc aux étuis produits jusqu'en 2020. La fourchette indiquée correspond à une production mini et maxi d'étuis évaluée par EDF à partir du nombre d'années réacteurs, suivant les scénarios futurs de production d'électricité par les différents réacteurs.
- (4) Le scénario de référence (1 200 t/an) correspond au retraitement de tous les combustibles usés. Si d'autres scénarios de retraitement étaient retenus (400 tU/an - 650 tU/an ou autre), une partie des combustibles EDF pourrait faire l'objet d'un stockage direct. Ce point est discuté dans ce qui suit à la lumière des nouvelles données.

- (5) Il s'agit d'une évaluation du CEA prenant en compte les résultats d'une politique de gestion des déchets anciens, des possibilités de retraitement de certains combustibles irradiés sans emploi et de démantèlements d'installations à réaliser dans les prochaines années.
- (6) Ces données résultent du programme d'assainissement entamé par la Direction de Gestion des Déchets (DGD). Le volume pourrait être de 10 seulement si le CEA décidait de retraiter les 50 t de combustible EL4 entreposés.

La lecture du tableau 1 telle qu'on pouvait la faire en 1995 appellerait les observations suivantes :

- le volume de colis de verres nucléaires évalué préalablement à 6 400 m³ sortait aujourd'hui de la fourchette comprise entre 2 600 et 4 900 m³ estimée par l'ANDRA.
- concernant les déchets de la catégorie B issus du retraitement, la fourchette de 37 400 à 41 200 m³ environ paraissait raisonnable puisque COGEMA La Hague a mis en chantier l'atelier de compactage des coques (ACC). Les deux valeurs correspondent aux hypothèses évoquées dans la remarque (2) du tableau,

Après cette première mise à jour, qui excluait encore une partie des déchets issus du démantèlement, il était raisonnable de tabler, fin 95, sur les ordres de grandeurs suivants :

- 2 500 à 5 000 m³ de déchets vitrifiés
 - 60 à 70 000 m³ de déchets B
 - 10 à 60 t de combustibles non retraités du CEA
 - Volume non précisé de combustibles d'EDF
- Comme on l'a dit, ce tableau demande à être modifié en prenant l'hypothèse d'un éventuel stockage de combustibles EDF non retraités.

2. Tentative de mise à jour de l'inventaire des déchets de catégories B et C attendus en 2020

2.1. Données avancées par EDF

En 1996, EDF a fait connaître à la Commission sa politique industrielle fondée sur le retraitement à partir de l'an 2000 de 850 t/an de combustibles (sur les 1 200 t/an issues des centrales) et le monocyclage du Pu récupéré, dans les combustibles MOX. Les combustibles irradiés non retraités 350 t/an, 215 t UOX et 135 t MOX seront entreposés sous eau dans l'attente d'une décision quant à leur devenir définitif (retraitement différé ou stockage). Depuis 1995, EDF retraite déjà 850 t et entrepose 215 t de UOX et des quantités variables de MOX selon le rythme d'introduction de ce combustible dans les REP 900 MWe (60t en 95, 70 en 96, etc...).

Par ailleurs, EDF a indiqué les modalités de combustion des combustibles UOX et MOX ainsi que les évolutions respectives de leur teneur en U235 ou en Pu de retraitement, jusqu'en 2010. De son côté, COGEMA arrêtera Marcoule en 1997 et on peut comptabiliser les déchets B de démantèlement qui seront produits. Enfin on sait que de nettes diminution de volume des déchets B de retraitement sont attendues. Cela permet de faire quelques prévisions, qui apparaissent dans les tableaux 2 et 3, quant aux volumes et quantités de déchets B et C et aux quantités des radioéléments et radionucléides qu'ils renfermeront à deux époques 2010 et 2020. Ces prévisions sont fondées sur les données qui apparaissent au paragraphe 4.

2. Confirmation apportée par le rapport Bataille de mars 1996

Le rapport de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques déposé sur le bureau des 2 assemblées, rapporte en ces termes les problèmes du retraitement du combustible de l'EDF :

"Depuis quelques mois, ce qui n'était qu'une hypothèse devient une certitude : EDF n'entend plus, au moins dans l'immédiat, retraiter l'intégralité du combustible irradié qui sort de ses centrales" (page 77).

"... les représentants de EDF ont clairement annoncé, qu'à court terme, on ne retraitera pas le Mox irradié" (page 97).

Il apparaît donc important, en premier lieu, d'examiner dès maintenant quelques données pour le terme source d'un éventuel stockage profond comportant différents combustibles en comparaison avec celui correspondant aux déchets vitrifiés. En second lieu, il convient d'analyser quelques paramètres particuliers important pour un stockage direct.

3. Données comparatives entre les combustibles usés et les verres nucléaires

Le bilan du retraitement présenté dans le rapport n° 1 faisait apparaître des rendements d'extraction de 99,85 % pour l'uranium et 99,88 % pour le plutonium ; le pourcentage d'activité α et $\beta\gamma$ allant dans les verres était donc respectivement de 99,5 % et 97,6 %. Dans le cas du non retraitement, toute l'activité reste dans les combustibles usés, ce qui n'est pas très différent du cas de retraitement, mais il reste aussi tous les éléments, en particulier l'uranium, le plutonium et l'iode. Le tableau 4 donne, pour un combustibles standart (REP - UOX) retraité ou non, un bilan comparatif par unité par tonne de métal lourd de quelques radioéléments et radionucléides.

**Tableau 2 : Ordre de grandeurs des volumes et quantités de déchets de catégorie B et C
attendues en 2010 et 2020**

	Producteurs	Volume des déchets de catégories B en (m ³)	Volume (en m ³) ou quantité des déchets de catégorie C (en tML)
2010	Cogema La Hague et Marcoule	42 200 ⁽¹⁾	2 700
	EDF	12 000 ⁽²⁾	3 440 t UOX ⁽³⁾ 1 900 t MOX
	CEA	15 000	10 à 60 t
2020 ⁽⁴⁾	Cogema Marcoule et La Hague	45 700	3 900
	EDF	16 000	7 600 t UOX ⁽⁴⁾ 3 250 t MOX
	CEA	19 800 à 26 400	10 à 60 t

(1) Avec compactage des coques

(2) Etui conditionné à 100 kg par m³

(3) A cette époque, il y aura en cours de cycle : 4 500 t en réacteur + 1 200 t en piscine

(4) En admettant qu'entre 2010 et 2020 les projections faites jusqu'à 2010 restent les mêmes

**Tableau 3 : Quantités en tonnes de divers radioéléments et radionucléides contenus
dans les verres nucléaires ou les combustibles usés**

	Verres (1) et déchets B		Combustibles Usés		
	2010	2020	2010		
			UOX	MOX	TOTAL
U	6,3	9,1			
Pu	0,1	0,14	30	101,5	131,5
Np	8,4	12	2	0,3	2,3
Am	7,6	10,8	2,3	9,7	12
Cm	0,524	0,734	0,2	1,6	1,8
AM*	17	24	4,5	11,6	16,1
PF*	557 ⁽²⁾	797	~ 200 ⁽²⁾		

(1) avec les rendements élevés actuels de séparation

AM : Actinides mineurs Np, Am, Cm, PF = Produits de fission

(2) dont, par exemple 6,34 t de Cs135 dans les verres, 0,735 t de I129 et 1,6 t de Cs135 dans les UOX et 0,485 t, I129 et 1,725 Cs135 dans les MOX.

Tableau 4 : Caractéristiques générales des combustibles et des verres

COMBUSTIBLE		VERRE
Masse U kg	955	1,45
Masse Pu	kg 9,7	0,0115
3 H	g 0,016	0
14 C	g 0,13	0
85 Kr	g 20	0
129 I	g 169	≈ 0
PF	kg 34	33,2
AM	kg 9,80	9,75
Activité α	TBq 100	≈ 180
Activité β	TBq 26 000	25 600
Activité PA*	TBq 200	

L'examen du tableau 4 montre que le non retraitement introduit dans le stockage une source de radionucléides volatils séparés lors de la dissolution du combustible au retraitement et que le combustible introduit dans le stockage des quantités importantes d'uranium et de plutonium.

4. Incidences du type du combustible utilisé mis au stockage

Dans l'hypothèse d'un stockage direct de combustibles irradiés, il est clair que les combustibles non retraités du CEA seront en quantité faible par rapport à ceux de l'EDF, qui représenteront l'essentiel du tonnage. Pour apprécier les incidences découlant des quantités d'actinides et de produits de fission qui iraient au stockage comme la charge thermique, on trouvera ci-après quelques données.

Dans le tableau 5, on a rassemblé les données relatives à des combustibles susceptibles d'aller au stockage direct. Leurs compositions globales au déchargement sont indiquées dans le tableau 6. On voit que pour les MOX dans les REP et pour les RNR, il y a consommation effective de Pu. Sa qualité isotopique a aussi changé par rapport à celle du Pu obtenu en retraitant les combustibles UOX.

Tableau 5 : Gestion des combustibles dans les réacteurs

Type de réacteur	Enrichissement	Taux de combustion nominal GWj/t	Renouvellement des assemblages	Nombre d'assemblages	Temps moyen de séjour en réacteur (en mois)
REP 1300	3,1 %	34,7	1/4 coeur	264	42
REP 900	3,5 %	33	1/3 coeur	264	38
REP HTC*	3,7 %	43,5	1/4 coeur	264	48
REP MOX	5,3 %	36,5	1/3 coeur	264	38
RNR SPX1	20,4 %	82	1/3 coeur	364	38

* HTC : Haut taux de Combustion

Tableau 6 : Données sur les compositions pour une tonne de combustibles déchargée

Type de Combustible	Quantités au déchargement en kg/tML			
	U	Pu	Actinides mineurs	PF
REP 900	955	9,96	0,595	32,9
REP 1300	953	10,2	0,677	35,6
REP HTC	943	11,4	0,972	44,6
REP MOX ⁽¹⁾	921	38,9	2,85	36,9
RNR SPX 1 ⁽²⁾ (coeur)	722	186	7,15	84,0

(1) teneur initiale en Pu 5,3 % soit 53 kg

(2) teneur initiale en Pu 20,4 % soit 204 kg

Dans le tableau 7 sont rassemblées les données relatives aux actinides après 3 ans de refroidissement. On notera une augmentation sensible de la quantité d'américium dans les combustibles MOX et RNR (2,8 et 7,8 kg/t ML respectivement) alors que le combustible de référence UOX 1 n'en renferme que 0,32 kg/tML. Cet accroissement est aussi significatif pour le curium. On notera aussi qu'il y a une consommation de neptunium dans les réacteurs utilisant ces combustibles.

Tableau 7 : Bilan des actinides après 3 ans de refroidissement (kg/tML)

	UOX1	REP 1300	REP HTC	REP MOX	RNR SPX1
Np	0,42	0,43	59	0,16	0,29
Pu	9,8	10	11	38	180
Am	0,32	0,38	0,50	2,8	7,8
Cm	0,027	0,042	0,081	0,64	0,30

Les quantités de produits de fission présents dans les combustibles sont indiquées dans le tableau 8. On voit que la masse des produits de fission augmente de façon sensible dans les RNR notamment pour ce qui concerne les éléments dont certains isotopes radioactifs à vie longue sont importants pour la sûreté.

**Tableau 8 : Produits de Fission
Composition en famille chimique (kg/tML)**

Famille	UOX1	REP 1300	HTC	MOX	SPX1 (coeur)
Kr Xe	4,7	6,0	7,5	5,9	12
Cs, Rb	3,0	3,1	3,9	3,5	9,8
Sr, Ba	2,4	2,5	3,1	2,1	4,8
Y, La	1,7	1,7	2,2	1,5	3,5
Zr	3,6	3,7	4,6	2,7	6,4
Se, Te	0,53	0,56	0,70	0,62	1,5
Mo	3,3	3,5	4,4	3,4	7,7
I	0,21	0,23	0,28	0,30	0,74
Tc	0,82	0,23	1,1	0,85	2,0
Ru, Rh, Pd	3,9	0,86	5,4	6,8	15
Ag, Cd, In, Sn, Sb	0,22	0,25	0,32	0,54	1,1
Autres					
Ce	2,4	2,5	3,1	2,3	5,3
Pr	1,1	1,2	1,4	1,1	2,7
Nd	4,0	4,2	5,2	3,8	8,8
Sm	0,77	0,82	1,0	9,1	2,4
Eu	0,13	0,15	0,20	0,25	0,26
Total	32,9	35,6	44,6	36,9	84,0

Si l'on s'intéresse maintenant à la puissance thermique résiduelle, on voit à l'examen du tableau 9 qu'il existe des différences notables entre les combustibles. Par ailleurs si on compare, une centaine d'années après le retraitement, le verre issu de 1 t de combustible UOX 1 avec le combustible, il existe environ un facteur 3 en faveur du verre.

**Tableau 9 : Puissance thermique résiduelle des combustibles
(Kw/Assemblage)**

Temps de refroidissement (années)	1	2	4	5	6	8	10	20	30	40	50	100
REP UOX 1		2,4	1,0		0,69	0,57	0,52	0,40	0,34	0,29	0,25	0,14
REP HTC		4,0	1,56		1,0	0,82	0,73	0,55	0,46	0,39	0,34	0,19
REP MOX	8,7	4,2		1,6			1,1		0,83			0,48
RNR SPX 1	3,0	1,7			0,84		0,75					

Notons enfin que l'introduction de quantités importantes de U et de Pu, nécessiterait de considérer, dans le cadre de certains scénarios de sûreté, le paramètre criticité.

ANNEXE 4

**Eléments complémentaires
pour le chapitre 5
(origine ANDRA)**

1 - Reconnaissance géologique 1994-1996

- Est de la France

- Gard Rhodanien

- Vienne

EST de la FRANCE

Reconnaissance géologique 1994 - 1996

Année	Opérations	Principaux objectifs
1994	- Cartographie Géologique - Inventaire Hydrogéologique - Sondage carotté HTM105 (102m) - Sondage carotté HTM102 (1101m) - Sondage carotté MSE101 (922m)	- Stratigraphie des couches géologiques tectonique - fracturation - Inventaire des données hydrogéologiques de surface (7 cantons) - Caractérisation des terrains de couverture - Caractérisation de la couche argileuse du Callovo-oxfordien - Caractérisation des formations calcaires adjacentes. Equipement piézométrique au Dogger - Reconnaissance de la couche argileuse du Lias - Caractérisation de la couche argileuse du Callovo-oxfordien et des formations calcaires adjacentes. Equipement piézométrique au Dogger
1995	FÉVRIER 1995 : Rapport au gouvernement - Sondage Est 103 (526 m) (sur site proposé de laboratoire) - Sismique 2D (14 kilomètres) (autour du site proposé) - Chroniques hydrogéologiques sur puits et sources	choix de la couche argileuse Callovo-oxfordienne - Caractérisation sur site de la couche argileuse callovo-oxfordienne Equipement piézométrique à l'Oxfordien calcaire - Géométrie des couches - Caractérisation hydrogéologique des aquifères de surface (étude d'impact)
1996	- Sondage carotté Est 106 (150m) (sur site proposé de laboratoire) - Sondage Est 107 (~ 420 m) (sur plate-forme HTM102) - Sondage Est 104 (530 m) - Chroniques hydrogéologiques	- Caractérisation géomécanique de la couverture (pour la faisabilité des puits d'accès au laboratoire). - Hydrogéologie - équipement piézométrique à l'Oxfordien calcaire - Caractérisation géomécanique complémentaire du Callovo-oxfordien et de l'encaissant : échantillonnage - Caractérisation hydrogéologique des aquifères de surface (puits-source) et en profondeur (sondages équipés).

GARD RHODANIEN

Reconnaissance géologique 1994-1996

ANNÉE	OPÉRATIONS	PRINCIPAUX OBJECTIFS
1994	- Cartographie Géologique 1/25 000 (canton de Bagnols) - Inventaire hydrogéologique - Géophysique sismique 2D (38 km) - Sondage destructif MAR202 (885m) (Belvédère de Marcoule)	- Etablissement de la colonne lithologique et stratigraphique, - caractérisation structurale du canton : géométrie et fracturation des couches géologiques. - Etat des connaissances hydrogéologiques (canton de Bagnols/Cèze). - Géométrie de la vallée pliocène de la Cèze, - Structuration du secteur de Marcoule et reconnaissance de la couche crétacée. - Reconnaissance de la couche crétacée (>300m), - Equipement hydrogéologique dans les formations de couverture, - Calage de la géophysique sismique.
1995	FEVRIER 1995 : Rapport au Gouvernement - Cartographies géologiques détaillées - Sondage de référence, Belvédère de Marcoule : MAR203 (892 m) - Géophysique sismique 2D (secteur de Marcoule 37 km) - Chroniques hydrogéologiques sur puits et sources sur le secteur de Marcoule. - Sondage Ouest : MAR501 (930 m)	Abandon de l'objectif argileux de la vallée de la Cèze ; choix de la couche crétacée - Néotectonique - tectonique locale, - Disposition des couches aquifères. - Caractérisation géologique et hydrogéologique de la série crétacée, échantillonnage de la couche argileuse, - Suivi hydrogéologique de l'aquifère sousjacent à la couche visée. - Géométrie, structuration et extension de la couche crétacée et des aquifères qui l'encadrent, - Rôle tectonique des failles de Bagnols. - Caractérisation hydrogéologique des aquifères. - Extension et caractérisation de la couche crétacée et des aquifères qui l'encadrent, en limite Ouest du secteur d'étude (domaine des failles de Bagnols), - Suivi hydrogéologique de l'aquifère sousjacent, - Calage de la géophysique sismique.
1996	- Sondages plate-forme Nord : MAR 401 (1135m) : couverture et MAR402 (1537 m) : couche crétacée et terrains sous-jacents. - Chroniques hydrogéologiques sur puits, sources et sondages	- Extension et caractérisation de la couche crétacée, - Calage de la géophysique sismique, - Hydrogéologie de l'ensemble des formations de couverture et sous-jacentes à la couche crétacée, équipements hydrogéologiques - Caractérisation hydrogéologique des aquifères de surface (puits - sources) et en profondeur (sondages équipés).

VIENNE

Reconnaissance géologique 1994-1996

Année	Opérations	Principaux Objectifs
1994	- Cartographie géologique - Campagne géophysique gravimétrie (413 km²) - Inventaire hydrogéologique - Test de sismique-réflexion /réfraction 11 sondages carottés verticaux : CHA101 (266m) CIV102 (298m) CHA103 (626m) CIV104 (309m) CHA105 (350m) CHA106 (601m) CIV107 (436m) CHA108 (263m) CHA109 (301m) CHA110 (299m) CHA111 (190m)	- Stratigraphie de la couverture sédimentaire - Repérage des failles - rejeux - Structure générale du massif granitique sous couverture (2 cantons) - Inventaire des données hydrogéologiques de surface (2 cantons) - Structure du toit du granite - Caractérisation géologique et hydrogéologique du massif granitique sous couverture (maille 5 km)
1995	FEVRIER 1995 Rapport au Gouvernement - Sismique 2D (35 km) 4 sondages carottés verticaux : CHA112 (579m) CHA115 (302m) CHA113 (300m) CHA117 (399m) - Tests hydrogéologiques spécifiques (CHA106) - Chroniques hydrogéologiques sur puits et sources - 3 forages piézométriques Infra-Toarcien : CIV202 (158 m), CHA205 (167 m), CHA206 (140 m)	Choix du secteur à l'Est de la Chapelle Bâton - Structure de la couverture et du toit du granite (secteur de la Chapelle-Bâton) - Caractérisation géologique et hydrogéologique du massif granitique sous couverture (maille 2 km) - Caractérisation hydrogéologique du granite (charges hydrauliques) - Caractérisation hydrogéologique des aquifères de surface - Caractérisation hydrogéologique de l'Infra-Toarcien
	- Un sondage carotté incliné profond CHA 212 (996m)	- Caractérisation géologique et hydrogéologique du massif granitique sur emplacement proposé de laboratoire.
1996	- Programme de "confirmation" autour du puits d'accès (deux sondages carottés) - 1 forage hydrogéologique CHA 312 (192m) - chroniques hydrogéologiques (et équipements de forages en simples et multi-obturbateurs)	- Qualité géotechnique de la couverture sédimentaire. - Caractérisation hydrogéologique de l'interface granite sédimentaire et du granite à proximité sur emplacement du laboratoire souterrain. - Caractérisation hydrogéologique des aquifères de surface (puits-sources) et en profondeur pression-température.

ANNEXE 5**Eléments chiffrés complémentaires
pour le chapitre 6****1 - Données chiffrées sur les possibilités du recyclage**

Tableau 6.1 cycle ouvert

Tableau 6.2 recyclage hétérogène du plutonium seul

Tableau 6.3 recyclage homogène du plutonium seul

Tableau 6.4 recyclage du plutonium et des actinides mineurs

2 - Données relatives à l'entreposage

Figure 6.1 différents concepts d'entreposage

Figure 6.2 cadre général de l'entreposage

Figure 6.3 l'entreposage à sec dans le monde

Figure 6.4 approche de comparaison entre les systèmes d'entreposage.

Tableau 6.1 : CYCLE OUVERT
(présentation CEA du 8 février devant la CNE)

Type de réacteur:	N4_UOX	RMA_UOX
Rapport de modération	2	3
TCT (MWj/t)	55 000	55 000
N° du cycle	1	1
Chargement:		
Comb. métal lourd (kg/TWhé)	2200	2200
Teneur en plutonium (%)	0	0
Teneur en ²³⁵ U (%)	4,5	3,8
Bilan massique (variation à 3 années après déchargement) (kg/TWhé)		
Uranium -	170	-160
<u>Plutonium</u>	<u>+29</u>	<u>+21</u>
Neptunium	+2,1	+1,4
Américium	+1,4	+1,4
Curium	+0,3	+0,2
<u>Total actinides mineurs</u>	<u>+3,8</u>	<u>+3,0</u>
⁹³ Zr	+2,9	+2,8
⁹⁹ Tc	+3,0	+3,0
¹⁰⁷ Pd	+0,8	+0,9
¹²⁹ I	+0,5	+0,5
¹³⁵ Cs	+1,3	+0,9
<u>Total PFVL</u>	<u>+8,5</u>	<u>+8,1</u>
Vecteur isotopique (Chargement/Déchargement)		
²³⁴ U (%)	0/0,001	0/0,001
²³⁵ U (%)	4,5/0,8	3,8/0,3
²³⁶ U (%)	0/0,6	0/0,5
²³⁸ U (%)	95,5/98,6	96,2/99,1
²³⁸ Pu (%)	0/4	0/3
²³⁹ Pu (%)	0/51	0/46
²⁴⁰ Pu (%)	0/23	0/31
²⁴¹ Pu (%)	0/13	0/9
²⁴² Pu (%)	0/9	0/11
Temps de séjour en réacteur (an)	5,3	4,4

Type de réacteur :	N4_MOX	N4_MOX	EPR_MOX	EPR_MOX	CAPRA	CAPRA
Rapport de modération	2	2	4	4		
TCT (MWj/t)	55 000	55 000	55 000	55 000	141000	141000
N° du cycle 1	Équilibre	1	Équilibre	1	Équilibre	

Comb. métal lourd (kg/TWhé)	2200	2200	2200	2200	700	700
Teneur en plutonium (%)	10	21	6,6	18,0	40,0	54
Teneur en ²³⁵ U (%)	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,19

Uranium	-75	-56	-61	-36	-44	-32
Plutonium	<u>-66</u>	<u>-96</u>	<u>-72</u>	<u>-104</u>	<u>-69</u>	<u>-87</u>

⁹³ Zr	+1,8	+1,8	+1,8	+1,8	+1,4	+1,4
⁹⁹ Tc	+2,7	+2,7	+2,7	+2,8	+2,3	+2,3
¹⁰⁷ Pd	+1,6	+1,7	+1,7	+1,8	+1,3	+1,3
¹²⁹ I	+0,6	+0,6	+0,6	+0,6	+0,6	+0,6
¹³⁵ Cs	+2,4	+2,9	+1,3	+2,0	+3,8	+3,8
Total PFVL	+9,1	+9,7	+8,1	+9	+9,5	+9,5

234U (%)	0/0,03	0/0,01	0/0,02	0/0,07	0/0,05	0,6/0,6
235U (%)	0,25/0,1	0,25/0,2	0,25/0,07	0,25/01	0,25/0,1	0,2/0,2
236U (%)	0/0,03	0/0,02	0/0,03	0/0,02	0/0,01	0,3/0,3
238U (%)	99,75/99,8	99,75/99,7	99,75/99,9	99,75/99,89	99,75/99,79	98,9/98,4
238Pu (%)	4/6	5/6	4/6	5/6	6/5	4/3
239Pu (%)	51/38	34/29	51/20	25/14	40/37	29/25
240Pu (%)	23/29	29/30	23/36	26/27	27/33	41/45
241Pu (%)	13/13	11/10	13/12	10/8	13/9	8/8
242Pu (%)	9/14	21/25	9/26	34/45	14/6	18/9

Durée du cycle en réacteur (an)	5,3	5,3	3,8	3,8	3	3
Durée du cycle hors réacteur (an) ^{a)}	5+2	5+2	5+2	5+2	3+2	3+2
% MOX dans le parc	13	22	20	20		24
Production AM du parc (kg/TWhé)	+5,6	+10,0	+4,9	+8,5		+6,9
Inventaire cycle Pu(tonne)		540		390		310
Inventaire déchets Pu (FD= 1000) ^{b)}		40		31		37
Inventaire déchets AM (FD= 0) ^{b)}		4090		3450		2800
Inventaire déchets PFVL (FD=0) ^{b)}		3400		3440		3500

*FD= facteur de décontamination des résidus mis aux déchets

Tableau 6.3 : **RECYCLAGE HOMOGÈNE DU PLUTONIUM SEUL**

(présentation CEA du 8 février devant la CNE)

Type de réacteur:	N4_MOX	N4_MOX	EPR_MOX	EPR_MOX
Rapport de modération	2	2	4	4
TCT (MWj/t) 55 000	55 000	55 000	55 000	
N° du cycle 1 Équilibre	1	Équilibre		
Chargement:				
Comb. métal lourd (kg/TWhé)	2200	2200	2200	2200
Teneur en plutonium (%)	1,3	2,0	1,3	1,2
Teneur en ²³⁵ U (%)	3,6	3,8	3,3	3,8
Bilan massique (variation à 5 années après déchargement) (kg/TWhé)				
Uranium	-135	-134	-124	-134
<u>Plutonium</u>	<u>+6</u>	<u>+0</u>	<u>+5</u>	<u>+0</u>
Neptunium	+1,7	+1,6	+1,1	+1,2
Américium	+3,0	+4,5	+2,4	+3,3
Curium +1,3	+2,2	+1,0	+1,7	
<u>Total actinides mineurs</u>	<u>+6,0</u>	<u>+8,3</u>	<u>+4,5</u>	<u>+6,2</u>
⁹³ Zr	+2,4	+2,4	+2,4	+2,5
⁹⁹ Tc	+2,6	+2,7	+2,7	+2,7
¹⁰⁷ Pd	+1,0	+1,0	+1,0	+0,9
¹²⁹ I	+0,5	+0,5	+0,5	+0,5
¹³⁵ Cs	+1,2	+1,4	+0,9	+0,8
<u>Total PFVL</u>	<u>+7,7</u>	<u>+8,0</u>	<u>+7,6</u>	<u>+7,5</u>
Vecteur isotopique (Chargement/Déchargement)				
²³⁴ U (%)	0/0,005	0/0,007	0/0,003	0/0,002
²³⁵ U (%)	3,6/0,8	3,8/1,0	3,3/0,3	3,8/0,3
²³⁶ U (%)	0/0,5	0/0,5	0/0,5	0/0,5
²³⁸ U (%)	96,4/98,6	96,2/98,4	96,7/99,2	96,2/99,1
²³⁸ Pu (%)	4/4	5/5	4/4	3/3
²³⁹ Pu (%)	51/45	42/42	51/32	29/29
²⁴⁰ Pu (%)	23/25	23/23	23/30	26/26
²⁴¹ Pu (%)	13/3	12/12	13/10	8/8
²⁴² Pu (%)	9/3	18/18	9/24	34/34
Introduction dans un parc de 60 GWé, constitué de réacteurs N4_UOX (400 TWhé/an) :				
Durée du cycle en réacteur (an) ^{a)}	5,3	5,3	3,8	3,8
Durée du cycle hors réacteur (an)	5+2	5+2	5+2	5+2
% MOX dans le parc	100	100	100	100
Production AM du parc (kg/TWhé)	+6,0	+8,2	4,4	6,2
Inventaire cycle Pu(tonne)		200		112
Inventaire déchets Pu (FD= 1000) ^{b)}		16		10
Inventaire déchets AM (FD= 0) ^{b)}		3250		2500
Inventaire déchets PFVL (FD=0) ^{b)}		3100		3000

*FD= facteur de décontamination des résidus mis aux déchets

a) le premier chiffre se réfère à la durée de refroidissement avant retraitement

b) en kg/an

Tableau 6.4 : RECYCLAGE DU PLUTONIUM ET DES ACTINIDES MINEURS
--

(présentation CEA du 8 février 1996 devant la CNE)

Scénarios: -----MIX 1----- -----FAST-----

Type de réacteur:	N4_UOX	CAPRA	EFR	EFR
TCT (MWj/t)	55 000	140 000	140 000	140 000
N° du cycle 1	Équilibre	1	Équilibre	
Chargement:				
Comb. métal lourd:				
Teneur en ^{235}U (%)	4,5			
Teneur en plutonium (%)	0	52	18	20
Teneur en neptunium (%)	0	1,4	0	0,1
Cibles hétérogènes:				
Teneur en américium (%)	0	32	0	7,8
Teneur en ^{245}Cm (%)	0	1,0	0	0,2
Bilan massique (kg/TWhé)				
Plutonium	+27,9	-63,1	0	0
Total actinides mineurs	+4,1	-7,6	?	0
Parc de 60 GWé				
% dans le parc	70	30	100	100
Inventaire cycle Pu(tonne)		390		744
Inventaire cycle actinides mineurs (tonne)			71	48

Figure 1

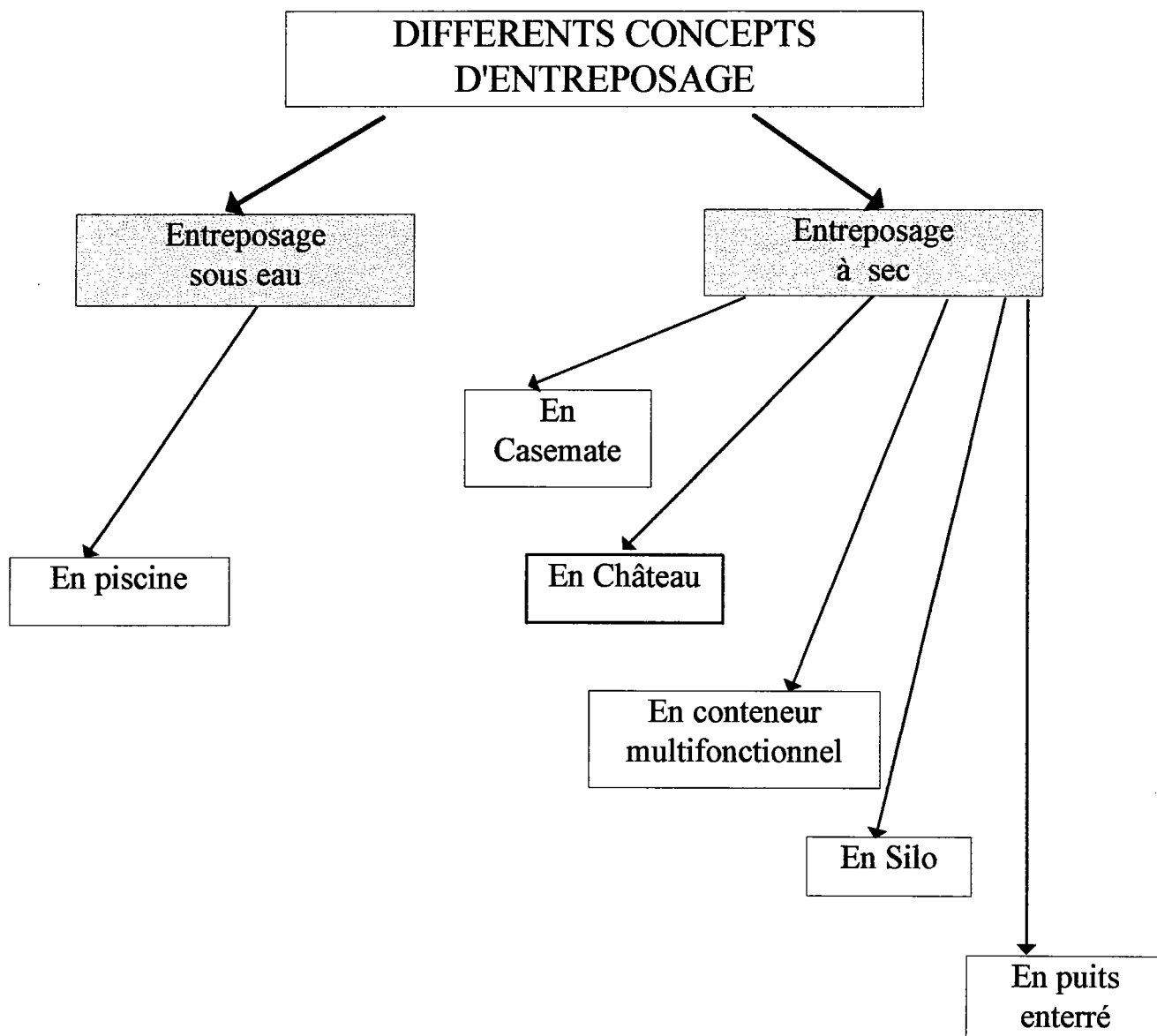


Figure 2

CADRE GENERAL

1. QUANTITES DE COMBUSTIBLES MISES EN JEU

En 1994 : 95 000 t ml en entreposage dans le monde

Aux USA :

Dès 1998, 26 des 109 réacteurs verront les capacités de leurs piscines saturées.

Projet d'entreposage de **20 000 tonnes** à partir de 2002.

2. Matériaux de gainage des combustibles

- Alliages

Type Zircaloy : Zircaloy 4 (REP)

Aciers inoxydables : (REP/NR)

3. Etat des combustibles

Défauts d'étanchéité :

- $< 10^{-4}$ /crayon REP
- piqûres (Interaction pastille gaine) cas gaines Zy
- fentes longitudinales : gaines inox

Dépôts/gaines crayons REP $\Rightarrow$ "cruds" :

oxydes mixtes de fer, chrome, nickel + cobalt, manganèse

Figure 3

L'ENTREPOSAGE A SEC DANS LE MONDE
Aperçu des principales réalisations

Type d'entreposage	Pays/Installation	Combustible	Divers
Casemate	GB/Wylfa	Magnox	Conv.nat et Conv forcée/GEC Alsthom
	USA/Fort St Vrain	HTGR	Convection nat.
	HONGRIE/Paks	VVER	Convection nat.
	JAPON/JRR3 (1982)	MTR	Convection forcée + nat. Convection nat.
Silo	CANADA/Pickeringet autres sites	CANDU	Conteneur DSC (projet 700 conteneurs/5 300 t)
	ARGENTINE/Embalse	CANDU	
Château métallique	ALLEMAGNE/ Corleben et Ahaus	REP/REB	CASTORS/GNS
	USA / Surry		MC10/Westinghouse NAC ST128
	USA / Prairie Island		TN40/VEPCO
Béton	USA / Palisades		VSC/Pacif Siera Nucl.
Conteneur multi-fonctionel	ALLEMAGNE Gorleben	REP/REB	Castor/GNS
	USA/Robinson - Oconee et Calvert Cliffs	REP/REB	MPC/NUHOMS MPC/NUHOMS MPC/NUHOMS

Figure 4

Approche de comparaison entre les systèmes d'entreposage

	SOUS EAU	A SEC
1. Nécessité de conditionnement	favorable	
2. Accessibilité (au combustible)	favorable	
Puissance thermique admise	favorable	limitée
Simplicité du procédé de refroidissement		favorable
5. Résistance à certains risques (perte de refroidissement, séisme, agressions externes)		favorable
6. Fiabilité		favorable
7. Exposition à l'irradiation		favorable
8. Facilité de maintenance		favorable
9. Production de déchets		favorable
10. Modularité (étalement investissement, ajustement des besoins)		favorable
11 Coût d'exploitation		favorable
Aptitude au démantèlement		favorable
13. Expérience	favorable	

ANNEXE 6

Fiches de Suivi

- **Classement en rubrique de la CNE**
- **Quelques exemples de fiches de suivi recue par la Commission**

II. Contenu des 10 rubriques

- 1. Coordination générale
Coordination technique**
- 2. Calendriers - échéanciers - plan - programme**
- 3. Stratégies de base**
 - 3.a. Stratégie générale
 - 3.b. Stratégie pour l'axe 1
 - 3.c. Stratégie pour l'axe 2
 - 3.d. Stratégie pour l'axe 3 - conditionnement
 - 3.e. Stratégie pour l'axe 3 - entreposage
- 4. Déchets : caractérisation - spécifications - inventaire**
 - 4.a. Inventaire
 - 4.b. Radionucléides importants
 - 4.c. Caractérisation - spécifications
 - 4.d. Déchets anciens et en vrac
 - 4.e. Déchets particuliers
 - 4.f. Combustibles irradiés
- 5. Données et notions particulières (clarifications)**
 - 5.a. Etudes de sûreté
 - 5.b. Durée du stockage - notions de réversibilité
 - 5.c. Durée de l'entreposage
 - 5.d. Contextes particuliers - suivi du contexte international

6. **Laboratoires souterrains**
 - 6.a. Concept de stockage - colis
 - 6.b. Concept de stockage - barrières ouvragées
 - 6.c. Concept de stockage - barrières géologiques (géochimie...)
 - 6.d. Architecture pour les laboratoires souterrains
 - 6.e. Recherches pour les laboratoires souterrains
7. **Séparation - transmutation**
 - 7.a. Séparation
 - 7.b. Transmutation
8. **Entreposage de longue durée**
 - 8a. Définition - durée - réversibilité
 - 8b. Options
9. **Matrices**
 - 9.a. Verres
 - 9.b. Liants hydrauliques
 - 9.c. Bitumes
 - 9.d. Nouvelles matrices
 - 9.e. Comportement à long terme des matrices dans les conditions de stockage
 - 9.f. Spécifications ANDRA
- 10 **Etudes fondamentales**
 - 10.a. Générales
 - 10.b. Analogues naturels
 - 10.c. Etudes socio-politiques

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme **ANDRA**

date : 19-03-96

N° de la Rubrique **2**

Intitulé : Calendrier - échéancier - plan - programme

Référentiel : II/20/4 - V/40/11 - 67/651/2 - 68/651/7

Identification : *(laboratoire ou équipe chargé du thème) :* **ANDRA - CSP-QMG**
(association avec d'autres laboratoires français - étrangers) :
(contexte particulier pour le thème : Groupe de Travail - nom de code)
C'est l'objectif principal de la gestion par projet à l'ANDRA.

Planning prévisionnel : *(dates début - fin - principales étapes)* **1994 -1995**
(date pour une présentation synthétique à la CNE)

Documents de référence : loi du 30.12.91

Bilan des Travaux ANDRA (1 calendrier / Barrière c'est-à-dire / Chapitre)

Description succincte du programme : *(10 lignes maximum) :*

DATE	EVENEMENTS
Début 1994	- Le Gouvernement autorise l'ANDRA à travailler sur quatre zones : Meuse, Haute-Marne, Gard et Vienne
Juin 1995	- Dépôt des dossiers de Demande d'Autorisation d'Installation et d'Exploitation (DAIE)
En 1997	- Instruction des DAIE - Publication des décrets d'autorisation d'installation et d'exploitation des deux laboratoires souterrains.
En 1998	- Début du creusement des laboratoires souterrains.
En 2001	- Mise à disposition des infrastructures des laboratoires souterrains.

Ce calendrier a été

ventilé par le projet CSP-QMG suivant le schéma général joint à la réponse 3c.

A partir de ce schéma, par barrière de confinement, les objectifs ont été déclinés plus finement jusqu'à fin 1997, date charnière de confirmation choix de concepts.

Données complémentaires :

- *référence dans le plan - programme 1996 :*
- *Priorité accordée (classification en 3 niveaux) :* **1**
- *intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires **
 Planification ANDRA très tendue - Inf. régulière calendrier et aléas.
Pertinence : OK

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires.

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme **ANDRA**

date : 19-03-96

N° de la Rubrique **3c**

Intitulé : Stratégie axe 2

Référentiel : 26/411/10 - 32/414/4 - 32/414/5 - 60/610/3 (Phrases 3-4)

Identification : (laboratoire ou équipe chargé du thème) : **ANDRA - DRI et CSP-QMG**
(association avec d'autres laboratoires français - étrangers) :
(contexte particulier pour le thème : Groupe de Travail - nom de code)

Planning prévisionnel : (dates début - fin - principales étapes) **1994 - 2005 Continu**
(date pour une présentation synthétique à la CNE) **systematique**

Documents de référence :

Bilan des Travaux ANDRA / an.

Description succincte du programme : (10 lignes maximum) :

Stratégie voie 2 (3c). Voir aussi réponse rubriques 1a et 1b et rubriques 5.

Structuration des objectifs de recherche autour de 3 projets industriels : CSP-QMG et RLS.

Réalisation de laboratoires souterrains (RLS)

Conceptualisation des stockage profond (CSP)

Qualification milieu géologique (QMG).

Traduction du calendrier de la loi en calendrier correspondant pour les objectifs des projets CSP-QMG (ci-joint calendrier).

Travail avec les producteurs et le bailleur de procédé pour établissement inventaire et pré-spécifications, puis spécifications.

(cahier des charges du concept de stockage)

Concept de stockage, expérimentations, qualification du milieu géologique dans le cadre du système multibarrières tel qu'identifié dans RFS-III.2.f (cf. Chapitre I - Bilan des Travaux), voir réponses à rubriques 5.

Liens avec les autres voies de R&D (schémas réponses à 1a et 1b).

NB : Auditions CNE

Sites : 8.09.94 - 03.10.95 - 21.03.96

Sûreté : 12.10.94 - 8.11.95

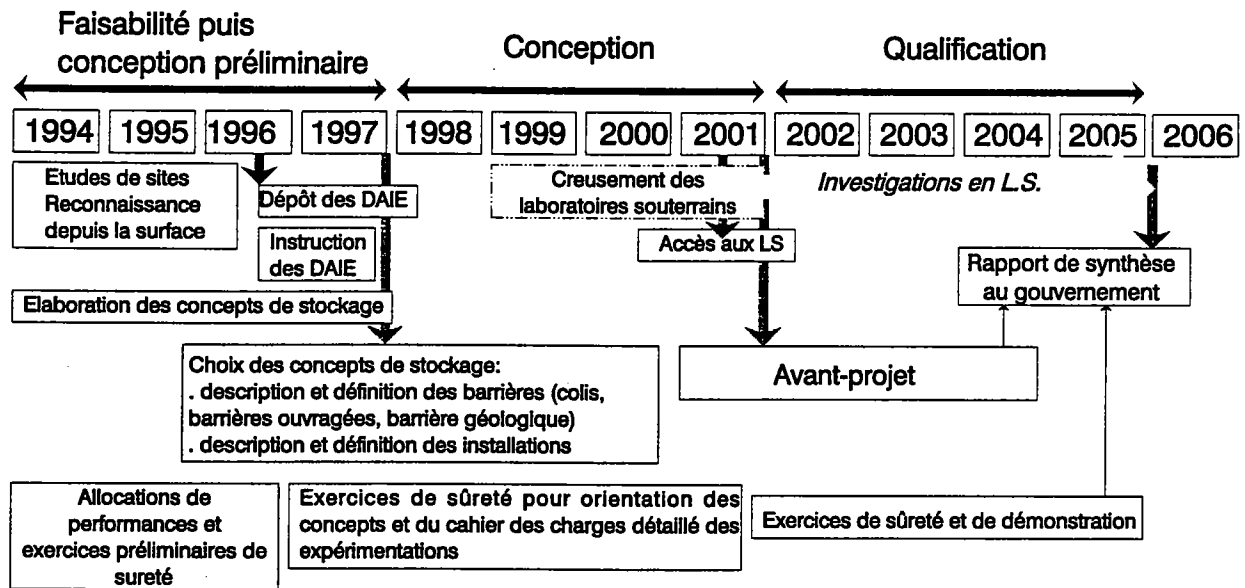
BO { 10.01.96
Colis }

Données complémentaires :

- référence dans le plan - programme 1996 :
- Priorité accordée (classification en 3 niveaux) : **1**
- intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires *
Etudes de conception, en conformité avec RFS-III.2f. - Calendrier très tendu - Importance LS
Pertinence : OK

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires.

DEROULEMENT DES ETUDES POUR LES PROJETS DE STOCKAGE PROFOND



Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme ANDRA

date : 19-03-96

N° de la Rubrique 4a

Intitulé : Inventaire

Référentiel : II/20/5 - 23/340/1 - 23/341/5 à 7.

Identification : (*laboratoire ou équipe chargé du thème*) : ANDRA - CSP-QMG

(*contexte particulier pour le thème : Groupe de Travail - nom de code*)
Groupe de travail (ANDRA - Producteurs)

Planning prévisionnel : (*dates début - fin - principales étapes*) 1993 - 2005 (remises à jour /an)
(*date pour une présentation synthétique à la CNE*)

Documents de référence :

Inventaire version 0 de 02-96

Bilan des Travaux - 1994 - Chapitre III § III - 1 à 25

Description succincte du programme : (*10 lignes maximum*) :

Inventaire (4a) - voir tableau ci-joint, résumé inventaire.

Etabli sur la base de données fournies par les Producteurs à l'ANDRA (Groupe de Travail constitué en 1993), l'inventaire détaillé issu de ces travaux et qui constitue à proprement parler le "cahier des charges du stockage" est un document qui est appelé à évoluer sur la base des spécifications demandées par l'ANDRA et des hypothèses de gestion prises en compte par les producteurs.

La version 0 de cet inventaire a été envoyée aux producteurs en 02-96.

Dans son "Bilan des Travaux" ANDRA publie annuellement la synthèse de l'inventaire pris en compte pour le cahier des charges d'un éventuel stockage (Bilan des travaux 1994, Chapitre III - §III 1-25).

Par ailleurs, dans le cadre de sa mission "observatoire" telle que définie par l'article 13 de la loi du 30-12-91, l'ANDRA tient à jour un inventaire national des déchets (surface et profond) détenus par les producteurs.

N.B. : voir également réponse à rubrique caractérisation-spécifications (4c).

Données complémentaires :

- *référence dans le plan - programme 1996* :
 - *Priorité accordée (classification en 3 niveaux)* : 1
 - *intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires* *
Etat des lieux B et C - complété et tenu à jour, prise en compte du combustible utilisé stocké
- Pertinence** : OK

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires.

L'inventaire des déchets à porter au cahier des charges du projet de concept de stockage est établi par l'ANDRA en coopération avec les producteurs de déchets, EdF, COGEMA, CEA. A cet effet, l'ANDRA a constitué dès 1993 un groupe de travail "inventaire" et une version 0 de cet inventaire a été envoyé aux producteurs en février 1996 par l'ANDRA.

Cet inventaire est destiné à être affiné dans le temps en particulier au fur et à mesure de l'avancement des études de sûreté du stockage.

Aujourd'hui, cet inventaire peut être résumé¹ par le tableau suivant :

INVENTAIRE ET PREVISIONS DE PRODUCTION DES DECHETS PRIS EN COMPTE POUR LE CAHIER DES CHARGES DU STOCKAGE			
Nature	Prévisions 2020	Prévisions 2070 scénario A	Prévisions 2070 scénario B
déchets B*	57130 m3	82338 m3	65250 m3
déchets C vitrifiés	4856 m3	8168 m3	4856 m3
combustibles usés	-	-	24000 tML**

* déchets B hors déchets de démantèlement de COGEMA Marcoule (5550m3) et hors déchets CEA (environ 22000m3 en 2020 - pas de prévision pour 2070)
 ** en l'absence de conditionnement défini, les combustibles usés sont comptabilisés en tonnes de métal lourd, dans cet inventaire

B : Colis de déchets = Déchets + Conditionnement + Enveloppe

⇒ **Hypothèses :**

- date prévisionnelle d'ouverture : 2020 ;
- date prévisionnelle de fermeture : 2070 (50 ans d'exploitation)

¹ Le détail figure dans le Bilan des Travaux 1995

- Durées de refroidissement :
 - . 30 ans pour les verres, combustibles usés et déchets activés,
 - . 10 ans pour les coques et embouts.
- 2 scénarios :
 - . A : Scénario de référence : retraitement de 1200* tMI/an pris en compte jusqu'en 2040 pour le stockage des verres et 2060 pour le stockage des coques et embouts,
 - . B : Scénario complémentaire : retraitement de 1200* tMI/an jusqu'en 2020, puis entreposage des combustibles usés, avec hypothèse de stockage direct (soit 48000 assemblages UOX+MOX).

* Hypothèse majorante

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme : CEA**date** Mai 1996**N° de la rubrique** 4 b**Intitulé** Radionucléides importants**référentiel** III/30/3, 38/431/1 et 2, 69/653/8

Identification : (laboratoire ou équipe chargé du thème) CEA/DCC
 (association avec d'autres laboratoires français - étrangers)
 (contexte particulier pour le thème : groupe de travail - nom de code)

Planning prévisionnel : (dates début - fin - principales étapes)
 (date pour une présentation synthétique à la CNE)

fin 1996 : . premier rendez-vous sur les radionucléides importants pour la sûreté des stockages géologiques
 . rapport du groupe de travail CSTGD : "séparation-transmutation : objectifs et limites"

Documents de référence :**Description succincte du programme :** (10 lignes maximum)

L'importance des radionucléides peut être rattachée à :

- leur contribution à l'inventaire total (en radioactivité, ou en radiotoxicité) présent dans une catégorie de déchets à une époque donnée
- leur contribution à la dose estimée à l'exutoire d'un stockage ou d'un entreposage à une époque donnée pour un scénario d'évolution choisi

Le travail porte sur une analyse multicritère associant durée de vie des radionucléides, catégorie (actinides ou produits de fission), propriétés (inventaire, solubilité ...), effets (toxicité), scénarios

Données complémentaires :

- référence dans le plan - programme 1996 : Chapitre I
- priorité accordée (Classification en 3 niveaux) : 1
- intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires* (3 lignes maximum)

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires...

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme : CEA**date** 05/1996**N° de la rubrique** 4c**Intitulé** Caractérisations-Spécifications**référentiel** 69/653/9 et 10, 24/342/1, 24/342/2, 24/342/4, 24/342/5, 24/342/6, 69/653/9 et 11, 86/724/12 et 13 (1)

Identification : (laboratoire ou équipe chargé du thème) : CEA/DCC
 (association avec d'autres laboratoires français - étrangers) : ANDRA-Producteurs
 (contexte particulier pour le thème : groupe de travail - nom de code)

Planning prévisionnel : (dates début - fin - principales étapes)
 (date pour une présentation synthétique à la CNE)

Caractérisation déchets B - Bitumes STEL - verres T7 1996

Caractérisation de nouvelles matrices minérales : céramiques 2001

Protocoles expérimentaux de caractérisation déchets B et C : 2004

Spécifications préliminaires Entreposage longue durée : 2001

Documents de référence :**Description succincte du programme :** (10 lignes maximum)

- mise au point des méthodes de mesure pour déterminer le contenu de colis B et C (analyses destructives pour les bêta vie longue, mesures non destructives pour les α et les β vie longue),
 - caractérisation des colis B et C (verres T7, bitumes STEL, coques compactées),
- sur la base des RFS, des spécifications des entreposages actuels puis ultérieurement sur la base des spécifications des colis pour l'entreposage de longue durée et le stockage
- mise au point des protocoles expérimentaux de caractérisation des déchets B et C

Données complémentaires :

- référence dans le plan - programme 1996 : Chapitre IV-c
- priorité accordée (Classification en 3 niveaux) : p 1
- intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires* (3 lignes maximum)

Pour les déchets anciens, leur caractérisation se poursuivra dans le cadre de leur reprise pour stockage ou entreposage (activité industrielle).

(1) Selon secrétariat scientifique CNE - Version Janvier 1996

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires...

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme : CEA**date** 05/1996**N° de la rubrique** 5c **Intitulé** Durée de l'entreposage**référentiel** 35/415/10, 39/433/3, 73/710/9 et 10 (1)

Identification : (laboratoire ou équipe chargé du thème) : CEA/DCC
 (association avec d'autres laboratoires français - étrangers) : EDF, COGEMA
 (contexte particulier pour le thème : groupe de travail - nom de code)

Planning prévisionnel : (dates début - fin - principales étapes)
 (date pour une présentation synthétique à la CNE)

Documents de référence :**Description succincte du programme :** (10 lignes maximum)

En fonction des conclusions de la R et D concernant les durées possibles d'entreposages (voir rubrique 8a), la durée sera proposée par types de produits en fonction de considérations techniques refroidissement des verres pour le stockage, refroidissement des combustibles UOX et MOX.

Données complémentaires :

- référence dans le plan - programme 1996 : Chapitre IV-D
- priorité accordée (Classification en 3 niveaux) : p. 2
- intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires* (3 lignes maximum)

La durée d'entreposage dépendra aussi des décisions industrielles ou politiques (création d'un stockage, possibilités de retraitement,...).

(1) Selon secrétariat scientifique CNE - Version Janvier 1996

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires...

Fiche de suivi des recommandations la CNE

Nom de l'organisme ANDRA

date : 19-03-1996

N° de la Rubrique 6a

Intitulé : Colis + (comportement à long terme)

Référentiel : V/40/15 - V/40/16 - 66/644/1 - 69/653/3 - 69/653/4 - 69/653/5 - 69/653/9 et 14 - 69/653/9 et 12 - 70/654/1 à 6.

Identification : *(laboratoire ou équipe chargé du thème)* : ANDRA CSP-QMG
(association avec d'autres laboratoires français - étrangers) : Sous-traitance
(contexte particulier pour le thème : Groupe de Travail - nom de code) Etude en coopération étroite ANDRA - Producteurs - Bailleur de procédé et organismes de caractérisation (CEA).

Planning prévisionnel : *(dates début - fin - principales étapes)* fin 96 - fin 97
 et Rendez-vous systématiques 2005
(date pour une présentation synthétique à la CNE)

Documents de référence :

Bilan des Travaux ANDRA 1994 - Chapitre III

Description succincte du programme : *(10 lignes maximum)* :

Colis (+ comportement à long terme des matrices dans les conditions de stockage).

Il s'agit de définir les fonctions attribuées à la 1ère barrière - le colis.

Les études ANDRA de comportement à long terme des colis portent sur les colis qui figurent aujourd'hui dans le cahier des charges de l'ANDRA issu de l'inventaire fourni par les producteurs (voir rubrique 4a inventaire).

Il s'agit de disposer pour le 1er choix de concepts de stockage en fin 1996 des informations suivantes sur la 1ère barrière (colis):

- un terme source/type de colis (pour les exercices de sûreté et les allocations de performances),
- identification des conditions d'environnement favorables au colis / type de colis (données d'entrée pour choisir les BO adaptées),
- émission par l'ANDRA de pré-spécifications fin 1996 et de spécifications version 1 fin 1997.
 (voir rubrique 4c)

Par ailleurs, l'éventualité du recours à un surconteneur est étudiée.

Les études de comportement à long terme dans des conditions d'environnements proches de celles du stockage font partie des conditions expérimentales des travaux ANDRA.

Le détail des résultats 1994 figure au BT -Chapitre III - Audition CNE du 10.01.96.

Données complémentaires :

- *référence dans le plan - programme 1996* :
- *Priorité accordée (classification en 3 niveaux)* : 1
- *intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires**
 Poursuite études comportement à long terme / type de matrices anciennes et nouvelles - Clarifier fonctions, dont durée - surconteneur éventuel - conditions de stockage.
Pertinence : Bien distinguer travail ANDRA (voie 2) et études de pré-caractérisation normales de tout bailleur de procédé, (voie3).

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires.

Modèle de fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme **ANDRA**

date :

N° de la Rubrique **6c**

Intitulé : **BG Géochimie**

Référentiel : V/40/15 - V/40/16 - 66/644/1 - 69/653/3 - 69/653/4 - 69/653/5 - 69/653/9 et 14 - 69/653/9 et 12 - 70/654/1 à 6.

Identification : (*laboratoire ou équipe chargé du thème*) : **ANDRA avec sous-traitants**
(*association avec d'autres laboratoires français - étrangers*) : **1 programme européen (Archimède)**
(*contexte particulier pour le thème : Groupe de Travail - nom de code*)

Planning prévisionnel : (*dates début - fin - principales étapes*) **Effort continu qualification milieu géologique 2005**
(*date pour une présentation synthétique à la CNE*)

Documents de référence :

Rapport ANDRA de synthèse sur la chimie des eaux granitiques profondes - 1992.

Rapport de synthèse du programme ANDRA-CEE Archimède Argiles à paraître avril 1996.

Description succincte du programme : (*10 lignes maximum*) :

Des recherches à caractère fondamental sur l'évolution de la chimie des eaux sont conduites depuis plusieurs années. Pour les eaux granitiques, une première synthèse a été établie, donnant lieu à un modèle décrivant toutes les eaux granitiques profondes. Dans le cas des argiles, le programme européen ARCHIMEDE conçu par l'ANDRA a permis de mettre au point les méthodologies d'études ainsi que d'entreprendre les modélisations.

Tous les acquis en chimie des eaux profondes sont transférés sur les sites de l'ANDRA, en phase d'acquisitions de données. L'accès aux laboratoires souterrains permettra d'obtenir une qualité d'analyse compatible avec les besoins de la modélisation.

Par site voir programme détaillé dans LS.

Données complémentaires :

- *référence dans le plan - programme 1996 :*
- *Priorité accordée (classification en 3 niveaux) :* **1**
- *intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires **
Importance études acquisition chimie eaux naturelles (LS) + circulations souterraines au cours temps géologique.

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires.

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme ANDRA

date : 19-11-96

N° de la Rubrique Proposition ANDRA 6d

Intitulé : Architecture de stockage

Référentiel :

Identification : *(laboratoire ou équipe chargé du thème)* : ANDRA - CSP
(association avec d'autres laboratoires français - étrangers) :
(contexte particulier pour le thème : Groupe de Travail - nom de code)

Planning prévisionnel : *(dates début - fin - principales étapes)* 1996 - 1997 - 2001 - 2005
(date pour une présentation synthétique à la CNE)

Documents de référence :

Bilan des Travaux ANDRA - 1994 - Chapitre Installations

Description succincte du programme : *(10 lignes maximum)* :

Architecture du stockage

Les configurations en puits et en tranchées ayant été étudiées en 1993, l'ANDRA a poursuivi en 1994 son inventaire de concepts possibles, comprenant en particulier des alvéoles de stockage à l'horizontale.

Par ailleurs, l'étude de l'influence du dégagement de chaleur des colis C sur l'architecture du stockage a été poursuivie, la possibilité d'utiliser l'aérage pour évacuer une partie du flux thermique a été introduite.

Enfin, les données acquises sur les sites géologiques du Gard, de l'Est et de la Vienne, ont permis de dégager des premières orientations pour l'architecture qu'adopterait un éventuel stockage dans de telles formations géologiques.

Données complémentaires :

- *référence dans le plan - programme 1996* :
 - *Priorité accordée (classification en 3 niveaux)* : 1
 - *intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires* *
- Il n'y avait pas de recommandation explicite de la CNE sur ce thème.
 Elle paraît cependant utile dès lors qu'on aura franchi le cap de 1996.

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires.

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme : CEA

date 05/1996

N° de la rubrique 9d

Intitulé Nouvelles matrices

référentiel V/040/19 (phrase 3), 85/724/5 à 11 (1)

Identification : (laboratoire ou équipe chargé du thème) : CEA/DCC
 (association avec d'autres laboratoires français - étrangers) INP, Céramique
 Limoges
 (contexte particulier pour le thème : groupe de travail - nom de code)

Planning prévisionnel : (dates début - fin - principales étapes)
 (date pour une présentation synthétique à la CNE) : Mars 1997

Livre de procédés céramisation concentrats : 1997

Faisabilité scientifique pour éléments séparés à vie longue 2001 ; faisabilité technique 2006

Faisabilité scientifique pour I_2 = 1997, faisabilité technique 2000

Documents de référence :

Matériaux phosphates pour le stockage des déchets nucléaires congrès PSS Nancy 1995

Description succincte du programme : (10 lignes maximum)

Généralisation des matrices minérales pour les déchets B :

- verres FA/MA et riches en sodium, Néphéline pour concentrats d'évaporateur

Etudes de matrices pour les éléments séparés

- I_2 dans les apatites vanadoplombeuses

- Cs dans la néphéline et les britholites

- Pu dans les monazites et vitrocristallins

- Actinides mineurs dans les vitrocristallins

Données complémentaires :

- référence dans le plan - programme 1996 : Chapitre IV - B

- priorité accordée (Classification en 3 niveaux) : p 1

- intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires* (3 lignes maximum)

Un objectif d'amélioration du pouvoir de confinement long terme d'au moins un ordre de grandeur par rapport aux matrices actuelles a été fixé par et pour la R et D.

Le champ de ces études amont n'est pas contraint pour arriver à une faisabilité scientifique en 2001.

La modélisation accompagne ces études pour leur comportement et pourra aider à orienter les choix.

(1) Selon secrétariat scientifique CNE - Version Janvier 1996

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires...

Fiche de suivi des recommandations de la CNE

Nom de l'organisme : CEA

date 05/1996

N° de la rubrique 9e

Intitulé Comportement à long terme des matrices

référentiel V/040/19 (phrase 4), 35/415/8 (1)

Identification : (laboratoire ou équipe chargé du thème) : CEA/DCC
(association avec d'autres laboratoires français - étrangers) COGEMA, Producteurs, ANDRA
(contexte particulier pour le thème : groupe de travail - nom de code)

Planning prévisionnel : (dates début - fin - principales étapes)
Terme source colis en interaction avec le champ proche - Version 3 - 1998
(date pour une présentation synthétique à la CNE) : Mars 1997 (bitumes)

Documents de référence :

Description succincte du programme : (10 lignes maximum)

Obtenir grâce à la modélisation, aux analogues naturels, aux expérimentations maquettes, le terme source colis en interaction avec l'environnement du champ proche stockage (et de l'entreposage).

Verres : Etude de l'altération des gels - Modélisation par dynamique moléculaire de l'effet des dégâts d'irradiation.

Liants hydrauliques : Extension du modèle d'altération par l'eau à d'autres ciments et d'autres pH.

Bitumes : Identification des produits de dégradation - Expérimentation intégrale champ proche (maquette). Etude d'analogues naturels.

Combustibles usés : Etude de lixiviations - comportement de la matrice UO₂

Données complémentaires :

- référence dans le plan - programme 1996 : Chapitre III-2-9
- priorité accordée (Classification en 3 niveaux) : p 1
- intitulé de la recommandation et développement - pertinence + commentaires* (3 lignes maximum)

L'étude du comportement à long terme des nouvelles matrices débute avec de la modélisation moléculaire et par des tests de lixiviation en actif pour les comparer entre elles et au verre. Elle ne pourra se développer ensuite que quand leur composition sera mieux connue.

(1) Selon secrétariat scientifique CNE - Version Janvier 1996

* Certaines recommandations de la CNE étant factuelles ou très ciblées, il convient de signaler ici les évolutions récentes, les apports complémentaires...

GLOSSAIRE

ACTINEX - Programme à long terme (échéance industrielle de vingt à trente ans) pour étudier des procédés de séparation des éléments à vie longue (ACTINEX SEPARATION) et pour accroître les performances de PURETEX et transmuter ces éléments (ACTINEX TRANSMUTATION).

AIEA - Agence Internationale de l'Energie Atomique - organisme dépendant de l'ONU.

ALARA - As Low As Reasonably Praticable - niveau le plus faible qu'il soit possible d'atteindre dans la pratique.

ANDRA - Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs.

Apatites - Composés naturels à base de phosphates de calcium qui possèdent de fortes propriétés de piégeage pour des éléments migrants avec l'eau (uranium, métaux divers...) selon les propriétés, on distingue plusieurs variantes par exemple, iodovanadoplombeuse : composé spécifique pour le piège de l'iode.

Archimède - Projet visant l'étude de l'acquisition et la régulation de la chimie, de l'eau, en milieu argileux sur le site de Mol en Belgique.

Äspö - Suède - site d'implantation d'un laboratoire souterrain.

Asse - Mine de sel - Basse-Saxe Allemagne - site de stockage jusqu'en 1967 pour les déchets de faible activité - actuellement utilisé comme laboratoire de recherche pour les stockages profonds.

ATALANTE - Atelier alpha et laboratoires analyses, transuraniens et études de retraitement - Installation CEA de R&D sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc...). Permettra de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux étapes ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet 1985, construction achevée en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

ATW - Projet de transmutation (étude papier) proposé par le Laboratoire National de Los Alamos (LANL) qui est basé sur l'utilisation d'accélérateurs de 1,6 GeV, 250 mA pour la transmutation de liquides et sels fondus (Accelerator Transmutation of Nuclear Waste).

AVM - Atelier de vitrification de Marcoule - Installation CEA de vitrification des déchets radioactifs en continu, mise en service en 1978 (Marcoule).

Bacchus - Expérience de contrôle, du remblayage, pour le stockage souterrain des déchets de haute activité (Mol, Belgique).

Béton fibre - voir C.B.F.

BRGM - Bureau de recherches géologiques et minières - Siège situé à Orléans France.

Britholite - Silicate de calcium et terres cériques.

CAC - Conteneur Amiante Ciment ; ce conteneur est basé sur l'utilisation d'un mélange amiante-ciment ; il est destiné au blocage des déchets technologiques de l'Usine UP3 de La Hague.

Cactus - Characterization of Clay under Thermal loading for Underground Storage (Programme de l'ANDRA)

CAPRA - Consommation accrue de plutonium dans les réacteurs rapides - programme de recherche qui vise à étudier en deux ans (1993-1994) la faisabilité de réacteurs rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée et capables en outre d'incinérer des actinides mineurs (CEA, France).

CASCAD - Installation d'entreposage à sec de combustibles nucléaires irradiés à Cadarache.

CASTOR - Nom d'un emballage destiné au transport puis à l'entreposage des combustibles irradiés en Allemagne.

CBF - Conteneur de Béton Fibre ; ce conteneur conçu pour UP3 La Hague a pour particularité de renfermer des fibres de fonte qui augmentent sa résistance mécanique et sa durabilité.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

CEDRA - Coopérative Nationale pour l'entreposage des Déchets Radioactifs - (Suisse).

Céramiques - Matériaux à l'étude pour le conditionnement des déchets ; c'est une matrice minérale permettant d'incorporer par cuisson des radionucléides présents dans les cendres, les sels.

CERN - Conseil Européen pour la Recherche Nucléaire. Laboratoire européen pour la physique des particules situé près de Genève (Suisse)

CHI - Colis de Haute Intégrité - Concerne les colis de déchets nucléaires.

CHP - Combined Heat and Power Schemes - systèmes de production conjointe de chaleur et d'électricité.

CHON - Caractéristique de molécules organiques utilisées pour l'extraction des radionucléides ne contenant que du Carbone, de l'Hydrogène, de l'Oxygène et de l'Azote (N) ; elles sont donc facilement incinérables.

CLAB - Installation suédoise de stockage provisoire centralisé du combustible irradié (Suède).

CLC - Ciment au laitier et aux cendres qui contient 20 à 64% de clinker ; 18 à 50% de cendres volantes et 18 à 50% de laitier.

CLI - Commission Locale d'Information créée par la Loi du 30 décembre 1991 pour chaque site retenu par la médiation du Député Christian BATAILLE.

CNRS-IN2P3 - Centre National de la Recherche Scientifique - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (France).

COGEMA - Compagnie Générale des Matières Nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

Commission CASTAING - Du nom de son Président, cette Commission désigne 3 groupes de travail qui ont successivement, à la demande des Pouvoirs Publics, évalué la gestion des combustibles irradiés (1981-1982), le Programme général de gestion des déchets radioactifs proposé par le Commissariat à l'énergie atomique (1983), et enfin les Recherches et développements en matière de gestion des déchets radioactifs (1983-1984). Une nouvelle Commission CASTAING a été créée le 11 septembre 1995 pour l'évaluation de SUPERPHENIX comme outil de recherche.

Commission GOGUEL - Du nom du Président, nommée en 1987 pour définir les critères pour le stockage profond.

Coques et embouts - Déchets de structure principalement les gaines de zircaloy.

CPA - Ciment Portland renfermant au moins 95% de clinker (le clinker résulte de la calcination du mélange de calcaire et d'argile à 1450°C).

CSA - Centre de Stockage de l'Aube - Centre de stockage des déchets radioactifs de l'ANDRA (France).

CSM - Centre de Stockage de la Manche - Centre de stockage de déchets radioactifs de l'ANDRA (France).

CSSIN - Conseil Supérieur de la Sécurité Nucléaire (France).

CST-GD - Commission Scientifique et Technique pour les questions relatives à la Gestion des Déchets, créée en 1984, elle est placée auprès du Conseil Scientifique du CEA ; elle jouait le rôle de conseil scientifique de l'ANDRA avant la Loi du 30 décembre 1991 par laquelle l'ANDRA devient un EPIC.

Cyanex - Procédé de séparation pour les actinides.

DAIE - Demande d'autorisation et d'implantation et d'exploitation pour les laboratoires souterrains ; les conditions administratives pour ces demandes sont précisées dans l'arrêté du 16 juillet 1993.

DAM Direction des Applications Militaires

Déchets A - B - C - Classification des déchets adoptée pour le stockage de surface (déchets A) l'entreposage (déchets B - C ; C : déchets vitrifiés, B : déchets renfermant des émetteurs alpha principalement) voir aussi encadrés 2 et 3.

Déchets tritiés mixtes - Déchets renfermant des quantités de tritium supérieures à l'acceptabilité en surface et renfermant également d'autres radionucléides (émetteurs β γ - α).

Diamex - Procédé de séparation des actinides - lanthanides utilisant une diamine (molécule organique).

DOE - Department of Energy - Département de l'Energie.

DSIN - Direction de la Sûreté et des Installations Nucléaires.

DSM Direction des Sciences de la Matière.

EDF - Electricité de France.

EFR - European Fast Reactor - Projet de réacteur commercial européen, mené en commun par les électriciens, les industriels, les organismes de R & D, de RFA, du Royaume-Uni et de France. La phase de validation du concept de la chaudière a débuté en 1990.

ENRESA - Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA - Entreprise nationale des déchets radioactifs (Espagne).

Etudes systèmes - Ce sont des études lancées par la Commission Européenne destinées à faire des évaluations stratégiques sur des procédés de conditionnement, de traitement de déchets voire de gestion globale des déchets.

Everest - Evaluation of Elements Responsible for the Equivalent Doses Associated with the Final Storage of the Radioactive Waste. - Projet des Communautés Européennes.

Filtres à iode - Filtres utilisés pour le piégeage de l'iode dans les usines de retraitement ; ils renferment généralement de l'iode 129 (émetteurs β à vie longue).

Forsmark - Suède - site de stockage pour les déchets de faible activité.

GDR - Groupement De Recherche ; groupe créé entre organismes de recherche autour d'un thème commun de recherche.

GEDEON - Générateur de débit à orifice noyé.

GORLEBEN - Basse-Saxe - site retenu pour l'entreposage puis le stockage des combustibles irradiés en Allemagne.

Graphite - Matériau utilisé dans la filière UNGG (uranium naturel - graphite - gaz) ; ce déchet renferme des quantités notables de tritium et de carbone 14 ; il ne peut être actuellement stocké en surface.

IFR - Integral Fast Reactor - projet de réacteur intégré à neutrons rapides, à combustible métallique et retraitement "intégré".

Incinération - Nom donné à la consommation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs.

IPSN - Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

IVO - Imatran Voima Oy - Société finlandaise.

KBS-3 - Etude de sûreté pour un site de stockage profond réalisé par les suédois et soumis à différents acteurs étrangers, dont la France, pour analyse critique.

Kounrad - Basse-Saxe - Allemagne - site retenu pour le stockage des déchets de moyenne activité - ancienne mine de fer.

MASURCA- Maquette de surgénérateur à Cadarache - Réacteur d'expérimentation neutronique de la filière des réacteurs à neutrons rapides, installation destinée à caractériser les performances d'un coeur à combustible hétérogène axial, (CEA, Cadarache) 1966.

Matrices - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires.

MELOX - Usine Cogema de fabrication de combustibles à base d'oxydes mixtes d'uranium et de plutonium (MOX). Début de construction : 21 mai 1990 (Marcoule, France).

Métal lourd - Appellation qui désigne l'oxyde d'uranium dans les combustibles nucléaires.

MeV - Million électrons Volts.

Morsleben - Site de stockage dans le sel pour les déchets de faible et moyenne activité (ex. Allemagne de l'Est) - exploité actuellement par l'Allemagne.

MOX - Métal oxyde - Combustible nucléaire mixte à base d'uranium métal appauvri et d'oxyde de plutonium issu du retraitement. Première charge en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux.

MWe - Mégawatt électrique.

Néphéline - Composé naturel ; silico-aluminate de sodium et de potassium ; peut-être élaboré artificiellement par calcination à partir d'un mélange d'oxydes minéraux et d'argile ; ce mélange peut être utilisé pour le conditionnement des déchets nucléaires.

NIE - Non Immédiatement Evacuable - appellation des déchets issus du retraitement placé en entreposage dans l'attente du stockage géologique.

NIREX - Nuclear Industry Radioactive Waste Executive - Direction chargée des déchets radioactifs produits par l'industrie nucléaire (Royaume-Uni).

OASIS - Outil d'Analyse de Sûreté pour Ingénierie des Stockages.

OCDE/AEN - Organisation pour la coopération et le développement économique - Entre en activité le 1er octobre 1961, elle a succédé à l'OECE et comporte les membres non européens (Etats-Unis, Canada, Australie, Nouvelle-Zélande, Japon). - Agence pour l'Energie Nucléaire (fait partie de l'OCDE).

OFFICE parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, office créé pour l'évaluation des travaux, recherches et stratégies importantes ; elle évalue les programmes nucléaires et a produit déjà plusieurs rapports d'évaluation ; le dernier, rédigé par Christian BATAILLE, a été publié le 20 mars 1995 sur la gestion des déchets de haute activité.

OMEGA - Options Making Extra Gains from Actinides - programme sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission. Programme de recherche à long terme de grande ampleur décidé par le Japon en 1988, patronné par l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE, ce programme devrait s'étendre sur une vingtaine d'années.

ONDRAF - Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles - (Belgique).

PAC - Programme d'Acquisition des Connaissances ; ce programme concerne SUPERPHENIX comme outil de recherche dont l'évaluation est effectuée par la Commission CASTAING créée le 11 septembre 1995.

PAGIS - Performance Assessment of Geological Isolation Systems - Evaluation des performances de systèmes de confinement dans les formations géologiques : programme international lancé en 1982 pour la gestion des déchets de haute activité, coordonné par la CEE (concerne le stockage profond).

PCRD - programme cadre de recherche et de développement - concerne le financement d'une vingtaine de programmes spécifiques. Il est décidé par le Conseil des ministres de la Recherche de l'Union. Le 4ème PCRD a été approuvé en 1994.

PHEBUS - Phenomenology of Hydrological Exchange Between Underground atmosphere and Storage Host Rock - programme de l'ANDRA.

PHENIX - Réacteur prototype à neutrons rapides, 250 MWe, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), 1973.

PIC - Programmes d'Intérêt Commun ; ces programmes concernent les recherches communes entre CEA et COGEMA ; ils sont co-financés.

Pollux - Conteneur de transport, d'entreposage et de stockage pour les combustibles irradiés utilisé en Allemagne.

PRACEN - Programme de Recherche sur l'Aval du Cycle Electronucléaire (programme du CNRS - IN2P3).

PRACLAY - Preliminary demonstration test for CLAY disposal of Highly Radioactive Waste (programme de l'ANDRA).

Propulsion navale - Cette expression désigne l'ensemble des combustibles irradiés utilisés par les bâtiments de la marine (actuellement les sous-marins, ultérieurement le porte-avions Charles de Gaulle).

PURETEX - Programme à moyen terme, pour des applications réalisables dans les usines existantes en utilisant les technologies et les procédés actuels avec trois objectifs : amélioration de la séparation du plutonium, mise au point de la première étape de séparation du neptunium, et réduction du volume et de l'activité des déchets B (CEA, France).

PUREX - Plutonium Uranium Refinining by Extraction - Procédé de retraitement CEA utilisé dans l'usine UP3 de Cogema (La Hague).

R7T7 - retraitement n° 7 - Atelier de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, 1989 (La Hague).

Radiotoxicité - Est définie par la dose résultante que recevrait un homme s'il ingérait tous les radionucléides que contient un déchet. Elle s'exprime donc en Sv (sievert) / masse de déchet.

Rapport GRUSON - Du nom de son auteur, qui en 1974 a défini le premier programme concret et actif de recherche de sites potentiels pour le stockage des déchets nucléaires.

REP - Réacteur à Eau sous Pression.

REP à haut taux de combustion - Aujourd'hui le taux de combustion moyen est de 33000 MWJ/t ; certains combustibles du parc REP pourront atteindre 40 000 MWJ/t ou plus ; dans ce cas ils sont à haut taux de combustion.

RFS - Règle Fondamentale de Sûreté.

RMA - Réacteur à Modération Accrue.

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides. Egalement appelés surgénérateurs.

Rokkasho-Mura - Japon - site où est installé l'usine de retraitement (mise en service prévue 2000).

SATURNE - Grand accélérateur national CEA CNRS. Synchrotron pour la physique nucléaire aux énergies intermédiaires et la physique des ions lourds. Inauguré en 1958, modifié en 1977 et 1987. Arrêt prévu en 1995 (Saclay).

SCK - Studiecentrum Voor Kernenergie - Centre d'Etudes de l'Energie Nucléaire (CEN MOL, Belgique).

SESAME - Procédé à l'étude destiné à séparer spécifiquement les actinides des lanthanides.

Situation de référence - Dans le cadre d'une analyse de sûreté, ces situations ont les données de base pour un site : séisme selon la prévision du lieu, hydrologie selon les données du site ..

Situations hypothétiques - Dans le cadre d'une analyse de sûreté, ces situations correspondent à des cas particuliers comme le séisme, la glaciation.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

Solvants organiques - Le retraitement utilise des solvants organiques pour extraire l'uranium et le plutonium ; les solvants usés constituent un déchet appelé "solvants organiques".

Spécifications de conditionnement - C'est l'ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

SPIN - Séparation incinération - programme lancé par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue, il comporte deux phases : PURETEX et ACTINEX.

STE2 - Station de traitement des effluents de l'Usine UP₂400 - La Hague

STE3 - Station de traitement des effluents - Traitement chimique des effluents de faible et moyenne activité et bitumage des boues en résultant (UP3 La Hague).

STEL Saclay - Station de traitement des effluents liquides de Saclay.

Stratégies S-T - S-C - Ce sont les stratégies possibles à mettre en place dans le cadre de la loi;
- la stratégie S-T (séparation--transmutation) est fondée sur le principe de l'extraction de l'un ou de plusieurs radionucléides qui feront par la suite l'objet d'une transmutation.
- la stratégie S-C (séparation-conditionnement) s'adresse à des radionucléides qui sont extraits, puis conditionnés spécifiquement dans une matrice.

STRIPA - Suède - ancienne mine de fer qui a servi comme laboratoire souterrain - ce laboratoire a été utilisé pour les programmes internationaux (OCDE-AEN).

SUPERFACT - Expérience européenne commune entre le CEA et l'Institut des Transuraniens de Karlsruhe (RFA). Porte sur l'irradiation dans un RNR de combustibles à base d'américium, de neptunium, et d'un mélange des deux pour vérifier l'élimination en quantité significative de ces deux actinides, sans autre modification de l'élément combustible que sa composition. Utilise OSIRIS et PHENIX.

SUPERPHENIX - Réacteur prototype industriel à neutrons rapides 1300 MWE, installé à CREYS-MALVILLE (France). Construction lancée en 1977, divergence en 1985.

Synroc - Procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle.

TALSPEAK- Procédé de séparation basé sur l'utilisation des actinides (Trivalent Séparation by Phosphorus reagent Extraction from Aqueous Complexes).

Taux de combustion - C'est le rapport du nombre d'atomes de combustible (plutonium, uranium) ayant subi la fission, au nombre d'atomes présents au départ ; la combustion massique est l'énergie libérée par unité de masse de combustible. Elle s'exprime en MWj/tonne.

Transmutation - C'est l'action par laquelle on modifie un élément radioactif à vie longue pour en faire soit un élément à vie courte ou un élément non radioactif ; la modification intervient par une réaction nucléaire (capture de neutrons, fission, spallation).

TRUEX - Transuranic Extraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

TVO - Teollisuuden Voima Oy - Société "Teollisuuden Voima Oy" , Société TVO (Finlande).

UNAT - Uranium NATurel - cet uranium provient de la concentration des solutions obtenues à partir des minerais.

UNGG - Uranium Naturel Graphite Gaz.

UOX- Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium.

URE - Uranium REenrichi ; ceci concerne l'uranium de retraitement (URT) qui subit un réenrichissement en vue d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

URT - Uranium de retraitement ; cet uranium provient de l'extraction à partir des combustibles usés.

Wachtersdorf - Site choisi par l'Allemagne pour une usine de retraitement (projet abandonné).

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - Installation pilote de confinement des déchets (Albuquerque, Etats-Unis).

Yucca Mountain - USA - site prévu pour le stockage des déchets (en voie d'achèvement - en attente de l'autorisation de mise en exploitation).

