

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° 3**



~ Septembre 1997 ~

Commission Nationale d'Evaluation

Président : Bernard TISSOT
Secrétaire Scientifique : Arsène SAAS

39-43 Quai André Citroën
Tour Mirabeau
75015 PARIS

Téléphone : 01.40.58.89.05
Fax : 01.40.58.89.38

COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS

Instituée par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991

La Commission Nationale d'Evaluation
dédie ce rapport à la mémoire de
Rudolf ROMETSCH
décédé le 7 juillet 1997

Pour tous les membres, Monsieur ROMETSCH était un ami d'une grande compétence toujours fidèle et présent à toutes les activités de la Commission.

Les membres de la Commission tiennent à rendre ce dernier hommage à sa compétence, son expérience, sa probité, sa pondération, et plus généralement à sa contribution active et fructueuse dans le débat sur la gestion des déchets radioactifs.

SOMMAIRE

	Pages
<u>RESUME ET PRINCIPALES RECOMMANDATIONS</u>	I à XII
<u>INTRODUCTION</u>	1
<u>CHAPITRE 1 : ACTIVITES DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION</u>	
1.1 <u>Suivi des rapport n° 1 et 2</u>	2 et 3
1.2 <u>Activité de la Commisison en 1996-1997</u>	3
1.2.1 Auditions scientifiques de la Commission	4 et 5
1.2.2 Visites techniques de la Commission	5 et 6
1.2.3 Commissions d'enquêtes publiques pour les laboratoires souterrains	6
1.3 <u>Modification de la composition de la Commission</u>	7
<u>CHAPITRE 2 : SUIVI DES RECOMMANDATIONS DES DEUX PREMIERS RAPPORTS DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION</u>	
2.1 <u>Suivi des recommandations du rapport n° 1 (juin 1995)</u>	8
2.1.1 Recommandations sur la stratégie et la coordination générale des recherches	9
2.1.2 Stratégies et recommandations spécifiques	9 et 10

2.2	<u>Suivi des recommandations du rapport n° 2 (juin 1996)</u>	10
2.2.1	Principales recommandations relatives à la gestion des déchets	10 et 11
2.2.2	Recommandations spécifiques pour les axes de recherche de la loi	11
2.2.2.1	Axe 1 - Séparation - Transmutation	11 et 12
2.2.2.2	Axe 2 - Laboratoires de recherche - stockage géologique	12
2.2.2.3	Axe 3 - Conditionnements et entreposages	12 et 13
2.2.3	Autres recommandations du rapport n° 2	13
2.2.3.1	Inventaire des déchets relevant de la loi du 30/12/91	13
2.2.3.2	La dose engagée à partir des exutoires d'un stockage	13

2.3	<u>Conclusions</u>	14
------------	---------------------------	-----------

CHAPITRE 3

STRATEGIE, COORDINATIONS ET PLAN-PROGRAMMES

3.1	<u>Présentations de la stratégie et du plan-programme des recherches</u>	15
3.1.1	Stratégie de la recherche sur l'aval du cycle électronucléaire	16 à 18
3.1.2	Plan programme des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue	18
3.2	<u>Point de vue de la Commission et recommandations</u>	18
3.2.1	Au plan général de la stratégie et des programmes	19 et 20
3.2.2	Au plan général des trois axes	21
3.2.3	Axe 1	22 et 23
3.2.4	Axe 2	24 à 26
3.2.5	Axe 3	27 et 28
3.3	<u>Première appréciation sur la stratégie industrielle</u>	28 et 29

CHAPITRE 4

LES RECHERCHES POUR LES 3 AXES DE LA LOI

4.1	<u>Axe 1- Séparation - Transmutation - Multirecyclage et systèmes innovants</u>	30
4.1.1	Transmutation: multirecyclage et systèmes innovants	30
4.1.1.1	Rappel de la problématique et des points abordés par la Commission dans ses deux précédents rapports	30 à 33
4.1.1.2	Les auditions devant la Commission : contenu, remarques	33 à 34
4.1.1.2.1	Le réacteur EPR	34 et 35
4.1.1.2.1.1	Le recyclage du plutonium seul	35
4.1.1.2.1.2	Le recyclage des actinides mineurs	35
4.1.1.2.2	Le recyclage de l'ensemble des actinides dans un parc de réacteurs à eau	36
4.1.1.2.2.1	Le scénario THERM de multirecyclage homogène en REP	36 et 37
4.1.1.2.2.2	Le scénario de monorecyclage en mode hétérogène	37 et 38
4.1.1.2.3	Les options innovantes	38 à 40
4.1.1.2.4	L'audition du Professeur Carlo Rubbia	40 à 43
4.1.1.2.5	Le programme d'acquisition des connaissances sur Superphénix	43 et 44
4.1.1.3	Conclusions et recommandations	44 et 45
4.1.2	Aspects chimiques de l'axe 1	45
4.1.2.1	Séparations des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue des combustibles oxydes UOX dans le cadre du retraitement poussé	46 à 48
4.1.2.2	Physico-chimie des cibles d'incinération pour réacteurs	48 à 50
4.1.2.3	Futurs problèmes de chimie pour les systèmes hybrides sous-critiques	50 à 53
4.2	<u>Axe 2 - Possibilités de stockage dans les formations géologiques</u>	53
4.2.1	Comportement des argiles dans les barrières ouvragées	54
4.2.2	Géochimie, champs proche et lointain	54 à 56
4.2.3	Codes et modélisations	56 à 57
4.2.4	Mesures et instrumentation	58
4.2.5	Conclusion	58 et 59

4.3	<u>Axe 3 : Conditionnements, entreposage, stockage direct</u>	59 à 61
4.3.1	Traitement des déchets, analyse, caractérisation et expertise	61
4.3.1.1	Traitement à haute température	61 et 62
4.3.1.2	Caractérisation radioactive des colis	62
4.3.1.3	Expertises	62 et 63
4.3.2	Matrices de conditionnement	63
4.3.2.1	Matrices traditionnelles	63
4.3.2.1.1	Verres nucléaires	63 à 65
4.3.2.1.2	Liants hydraulique et matériaux à base de poudre de ciment	66 et 67
4.3.2.1.3	Bitumes	67
4.3.2.2	Nouvelles matrices minérales	67 à 69
4.3.2.3	Conclusions - recommandations	70
4.3.3	Entreposages de longue durée	70 à 72
4.3.4	Stockage direct des combustibles usés	72
4.3.4.1	Lixiviation	73
4.3.4.2	Conteneur	73 et 74
4.3.4.3	Matériaux de blocage	74
4.3.4.4	Concept et barrières ouvragées	74
4.3.4.5	Etudes thermiques	74 et 75
4.3.4.6	Terme source dans le champ proche	75
4.3.4.7	Evaluation de sûreté	75
4.3.4.8	Conclusion - recommandations	76 et 77

CHAPITRE 5

ETUDES COMPLEMENTAIRES ET PROGRAMMES DE RECHERCHE DE L'ANDRA POUR LES SITES

5.1	<u>Situation administrative du dossier</u>	78 et 79
5.2	<u>Travaux complémentaires et examen des connaissances additionnelles acquises sur les trois sites</u>	79
5.2.1	Site de l'Est	79 et 80
5.2.2	Site du Gard	80 à 83

5.2.3	Site de la Vienne	83 à 88
5.3	<u>Programmes expérimentaux et recherches dans les laboratoires souterrains</u>	88
5.3.1	Exercices de sûreté	88 et 89
5.3.2	Recherches concernant la biosphère	89 et 90
5.3.3	Programmes de recherche dans les laboratoires souterrains	90 à 92
5.4	<u>Conseil Scientifique de l'ANDRA</u>	92
 <u>CHAPITRE 6</u>		
 <u>ETAT DES LIEUX DES DECHETS B ET C - LES DECHETS ET LES RADIONUCLÉIDES PARTICULIERS</u>		
6.1	<u>Etat des lieux des déchets B et C</u>	93 à 95
6.2	<u>Les déchets et les radionucléides particuliers</u>	96
6.2.1	Rappel des recommandations de la Commission	96
6.2.2	Les déchets tritiés	96
6.2.2.1	Généralités - Problèmes posés par les déchets tritiés	96 à 98
6.2.2.2	Inventaire et mesure	98 à 100
6.2.2.3	Conditionnement et entreposage	101
6.2.2.4	Conclusions et recommandations	101 et 102
6.2.3	Les Bitumes	102
6.2.3.1	Généralités - problèmes posés par les bitumes	102 et 103
6.2.3.2	Inventaire	103 et 104
6.2.3.3	Caractérisation des colis et reprise	104 et 105
6.2.3.4	Comportement à long terme des enrobés	105 à 107
6.2.3.5	Conclusions et recommandations	107
6.2.4	Radionucléides particuliers : iode et césium	108
6.2.4.1	Généralités - Problèmes liés à l'iode et au césium	108 et 109

6.2.4.2	Inventaire	109 et 110
6.2.4.3	Relâchement des radionucléides par les colis et leur migration dans les barrières ouvragées	111 et 112
6.2.4.4	Migration dans la géosphère	112 à 114
6.2.4.5	Migration et modélisation dans la biosphère	114
6.2.4.6	Conclusions et recommandations	114 et 115
6.3	<u>La radiotoxicité des radionucléides à vie longue</u>	115 à 119
6.4	<u>Autres déchets et autres radionucléides particuliers</u>	119 à 120

CHAPITRE 7

REFLEXIONS DE LA COMMISSION SUR LA REVERSIBILITE

7.1	<u>La réversibilité et le concept de stockage</u>	121 et 122
7.2	<u>Réflexions sur la réversibilité en Belgique, en Suède et au Canada</u>	123
7.2.1	Etat de la question en Belgique	123 à 125
7.2.2	Etat de la question au Canada	125 à 127
7.2.3	Etat de la question en Suède	127
7.3	<u>Rappel de la position de l'ANDRA</u>	127 et 128
7.4	<u>Réflexions de la Commission</u>	129 à 131

ANNEXE 1

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	132 à 133
--	-----------

ANNEXE 2

Compléments d'information sur les activités de la Commission	134 à 165
---	-----------

ANNEXE 3

Etat des lieux des déchets B et C	166 à 184
-----------------------------------	-----------

ANNEXE 4

Les diverses méthodes envisageables pour la transmutation : Le cas des produits de fission ^{90}Sr et ^{137}Cs	185 à 190
---	-----------

ANNEXE 5

Le groupement de recherche CEA - CNRS - EDF : GEDEON Gestion des Déchets par des Options Nouvelles (Convention signée le 22 janvier 1997)	191 à 197
---	-----------

ANNEXE 6

Traitement des combustibles irradiés par pyro- et électro-pyrométallurgie et déchets associés	198 à 217
--	-----------

ANNEXE 7

Considérations générales sur certains aspects liés à la « réversibilité » Jean-Paul Minon - Directeur Adjoint de l'ONDRAF - Belgique	218 à 224
---	-----------

<u>GLOSSAIRE</u>	225 à 238
-------------------------	-----------

RESUME ET PRINCIPALES RECOMMANDATIONS

I. BILAN 1996-1997 DES TRAVAUX DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

Au cours de l'exercice Juillet 1996 - Juin 1997, la Commission Nationale d'Evaluation a effectué 12 auditions des acteurs de la loi (ANDRA, CEA, COGEMA, EDF) et entendu 4 experts : Carlo RUBBIA (CERN* - Suisse) sur l'axe 1 de la loi « Séparation - Transmutation », ainsi que Jean-Paul MINON (ONDRAF* - Belgique), Claes THEGERSTRÖM (SKB* - Suède) et Colin ALLAN (EACL* - Canada) sur le problème de la réversibilité au titre de l'axe 2 de la loi. Deux auditions ont été consacrées respectivement à la stratégie industrielle et à la stratégie de recherche, mais la date de ces deux séances (28 mai et 23 avril 1997) ne permet, dans ce rapport, qu'une première appréciation de ces présentations, dont l'étude devra être approfondie au cours du second semestre 1997.

Plusieurs membres de la Commission se sont rendus aux Etats-Unis pour rencontrer les organismes gouvernementaux concernés par la gestion des déchets nucléaires, et au Canada pour rencontrer les diverses instances de EACL* (Energie Atomique du Canada) et visiter l'important site de recherches en laboratoire souterrain situé au Manitoba (URL* - Pinawa et laboratoires de Whiteshell*).

La Commission a également consacré 9 séances plénières ou partielles à la rédaction de ce document, qui est présenté aux Ministères et à l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques, le 10 septembre 1997, puis aux acteurs de la loi et à la presse.

L'évaluation, présentée ici, porte sur les trois axes de recherche définis par la loi.

* Termes définis dans le glossaire

II. CONSIDERATIONS GENERALES

Elles concernent la stratégie globale des recherches et l'équilibre général des programmes, les travaux à mener dans les laboratoires souterrains, ainsi qu'une première réflexion sur la réversibilité.

Les présentations orales faites à la Commission montrent que les pouvoirs publics concernés et les différents acteurs du nucléaire ont conduit, en commun, un effort de réflexion pour expliciter leur stratégie industrielle et de recherche. Ils ont également proposé des priorités et des échéances pour les travaux de recherche à mener d'ici 2006. La Commission apprécie l'attention apportée par ceux-ci à débattre en commun et à proposer des orientations pour l'ensemble de l'aval du cycle. En raison des dates de présentation de ces stratégies, consignées dans des documents dont la version finale n'est pas encore disponible, la Commission se bornera ici à des remarques concernant la recherche et poursuivra son évaluation, à partir des textes, dans son rapport n° 4.

A. Stratégie des recherches

Le plan pluriannuel des recherches doit évidemment répondre, d'une part aux besoins de connaissance nécessaire pour remplir les missions fixées par les 3 axes de la loi du 30 décembre 1991 et, d'autre part, aux besoins de recherche des industriels concernés, toujours dans le cadre de la loi.

En ce qui concerne les besoins des organismes responsables des opérations industrielles, on peut considérer que le plan-programme de recherche qui a été présenté correspond aux besoins des opérations en cours, à quelques exceptions près.

Cependant, malgré un effort visible de cohérence dans les critères d'appréciation de la pertinence et de la priorité des recherches, le plan de recherche présenté laisse transparaître une juxtaposition ordonnée de programmes individuels, issus de groupes soucieux de préserver l'avenir de leur projet. La Commission recommande aux Directions des grands organismes de veiller à la cohésion réelle des efforts et des choix techniques.

Un certain nombre de points mériteraient d'être mis plus en avant ; la Commission recommande de reconsidérer :

- le sort des déchets existants et non conteneurs, qui représentent un volume important (plusieurs dizaines de milliers de m³), en particulier les boues, et qui devront être repris ; la Commission s'interroge sur les solutions qui ont pu être citées, sans entraîner sa conviction profonde ; il serait par contre souhaitable, autant que faire se peut, de ne pas recourir au procédé de bitumage, abandonné aujourd'hui à l'usine de La Hague, pour conditionner les boues accumulées dans les silos, et d'éviter le reconditionnement d'une manière systématique de déchets qui le sont déjà,
- le poids relatif trop faible donné aux recherches sur les produits de fission à vie longue (¹²⁹I, ¹³⁵Cs, ⁷⁹Se, ⁹⁹Tc, ¹⁰⁷Pd ...), ainsi qu'aux radioisotopes plus légers (¹⁴C, ³⁶Cl...) ou pouvant donner lieu à une diffusion gazeuse (³H, ⁸⁵Kr...) ; si l'on compare le volume des équipes ou des budgets affectés à ces sujets avec ceux consacrés aux actinides, on constate un écart qui se situe entre 10 et 100 ; ces radionucléides sont cependant ceux susceptibles d'engendrer les problèmes les plus importants pendant les premiers âges du stockage, comme le montrent les études de retour à la biosphère menées tant par l'IPSN que par les pays étrangers ; il serait donc souhaitable de consacrer un effort plus grand à la séparation et à la destruction en réacteurs, aux matrices spécifiques de conditionnement, à la chimie et à la géochimie de ces radionucléides ; l'impact des problèmes thermiques liés aux produits de fission à vie moyenne, comme le ¹³⁷Cs et le ⁹⁰Sr, mérite également une attention plus grande, puisqu'il conditionne, en grande partie, l'emprise du stockage,
- le sort de l'iode et celui du césium ; en particulier si la chimie actuellement utilisée dans des domaines spécifiques du nucléaire est bien connue, la chimie et la biochimie des autres domaines doivent être prises en compte, y compris les risques de transfert, de concentration tout au long de la chaîne alimentaire, ainsi que la toxicologie de l'ingestion par l'homme. Un problème moins aigu est celui des rejets de tritium, même s'ils demeurent inférieurs aux autorisations administratives, ainsi que les problèmes posés par la gestion des déchets tritiés entreposés (eau tritiée, tritium, métaux tritiés, graphites irradiés...).
- l'absence de définition à ce jour, à notre connaissance, des caractéristiques (dimensions, poids, etc ...) des colis qui seraient destinés au futur stockage souterrain, et du concept de stockage en puits verticaux ou en galeries horizontales, empêche d'aborder réellement les problèmes d'ingénierie minière (diamètre, hauteur des ouvrages souterrains, dimensions de la recette de fond, outils de manutention) et donc d'assurer que les laboratoires souterrains

qui vont être creusés seront réellement représentatifs des ouvrages futurs ; il s'agit là d'un problème crucial et urgent auquel une première réponse devrait être donnée, d'ici fin 1997,

- l'absence de certains outils et des procédures nécessaires aux tests de caractérisation des colis anciens contribue à différer la définition du concept de stockage,
- les recherches qui seraient rendues nécessaires dans l'hypothèse de non-retraitement d'une partie des combustibles irradiés, ou de retraitement de l'ensemble de ces combustibles à un taux d'extraction différent ; les difficultés particulières liées au retraitement des combustibles MOX* ; l'éventuel conditionnement de combustibles irradiés non retraités en vue d'un entreposage prolongé, susceptible de se terminer en stockage.

D'autres points concernant les trois axes de recherche, cités dans le plan programme, nécessitent une clarification :

- les liens entre retraitement, entreposage de longue durée des combustibles, retraitement simplifié qui laisserait plus de plutonium aux déchets et conditionnement spécifique du plutonium ne sont pas clairement explicités,
- la différence de nature entre les recherches menées dans le cadre de l'axe 1 et celles des deux autres axes ; les premières visent en effet à élargir le choix des solutions possibles au problème des déchets ; les secondes, plus appliquées, correspondent au souci de la loi de fournir au législateur, en 2006, les éléments de décision concernant le stockage géologique : elles comportent de ce fait une obligation de résultat,
- Parmi les recherches sur l'axe 1, la distinction entre celles qui s'inscrivent pour l'essentiel dans la continuité des technologies actuelles et dont l'issue dépend en premier lieu de choix industriels, et celles, de nature innovante et souvent complexe, qui requièrent un effort de recherche accru, souvent fondamental, à l'issue imprévisible,
- La complexité des recherches sur les options innovantes, qui concernent aussi bien les combustibles que les réacteurs eux-mêmes (principalement les systèmes hybrides), impose à moyen et long terme que les organismes de recherche, CEA et CNRS, ainsi que EDF, définissent en commun une stratégie de recherche et rassemblent des compétences complémentaires et les moyens associés ; il faut donc envisager, à terme, de fédérer

* Terme défini dans le glossaire

plusieurs équipes européennes pour étudier les performances et les aspects techniques de ces systèmes en termes d'incinération, et, le cas échéant, pour réaliser un prototype évolutif permettant de coupler divers types d'assemblages sous-critiques à un accélérateur. Une telle concertation, où chaque partie (y compris C. RUBBIA et son équipe du CERN*) apporterait sa compétence particulière dans certains domaines, permettrait un financement multinational et probablement une participation de l'Union Européenne, au titre de l'élimination des déchets existants.

En conclusion, l'avancement des connaissances devrait maintenant permettre aux acteurs de la loi de proposer des concepts de stockage suffisamment élaborés (y compris l'emprise et le volume), prenant en compte les divers critères de dimensionnement et de sûreté (thermiques, volumes des déchets, galeries ou puits...), et d'évaluer la cohérence de ces concepts de stockage avec les autres caractéristiques de l'aval du cycle (proportions retraitées, séparation et transmutation de certains corps).

B. Les laboratoires souterrains

La Commission s'est imposé un strict devoir de réserve dès la signature du premier arrêté de mise à l'enquête publique des Dossiers d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation des laboratoires souterrains (DAIE*), et pendant toute la durée de celles-ci. Elle a uniquement rencontré les commissaires-enquêteurs, suite aux convocations qu'ils lui ont adressées.

On peut noter que les travaux complémentaires de géologie et de géophysique recommandés dans notre rapport n° 2 (Juin 1996), et particulièrement ceux de modélisation géophysique et de réinterprétation des études sismiques, ont été menés à bien pendant la seconde moitié de l'année 1996. Ces travaux ont été exécutés avec compétence par l'ANDRA et ont permis de préciser certains points : l'enracinement des diverses masses granitiques de la Vienne et la continuité de la partie moyenne et supérieure de la formation silteuse* de Marcoule dans le Gard. A leur tour, ces résultats permettent de mieux cerner les problèmes qu'il conviendra de traiter lors de la réalisation des laboratoires souterrains, si l'autorisation de les construire est délivrée.

* Termes définis dans le glossaire

Pour le site de l'Est, les travaux complémentaires confirment l'évaluation favorable portée sur les capacités de ce site. Dans le Gard, les connaissances additionnelles acquises conduisent à une évaluation favorable des paramètres géologiques pour la poursuite du programme.

Dans le site de la Vienne, l'évaluation des nouvelles données hydrogéologiques et géochimiques présentées ne permet pas de lever les réserves déjà exprimées par la Commission. Il existe des risques de circulation de fluides entre le granite et les aquifères exploités qui, en l'absence de concept de stockage propre à ce site précisant notamment le rôle de la barrière géologique, augmentent considérablement la difficulté de qualifier ce site particulier pour un éventuel stockage. De plus, la Commission note qu'il faudra implanter un stockage de dimension kilométrique dans un site, composé de blocs utilisables de dimension hectométrique, obligeant à des scellements étanches et pérennes au passage des failles séparant ces blocs. L'évaluation de ce site conduit donc à constater l'existence d'aspects négatifs paraissant aujourd'hui incontournables et qui amènent la Commission à aller au-delà des réserves qu'elle avait exprimées dans le rapport n° 2 (page II et paragraphe 6.1.3.2).

Cependant, la Commission considère que les formations granitiques peuvent constituer, dans certaines conditions, une alternative valable au stockage dans les milieux argileux ; en particulier, certaines difficultés rencontrées sur le site de la Vienne pourraient être levées dans un site où le granite serait affleurant en surface. Un décalage dans le temps des travaux sur des laboratoires différents ne serait pas forcément préjudiciable.

A cet égard, on ne peut éviter de mentionner un problème délicat dans l'hypothèse du creusement de ces laboratoires. Il est évidemment normal d'imaginer que les études d'ingénierie détaillée, la réalisation du gros oeuvre, et peut-être même certains aspects spécifiques, comme la sécurité du chantier, pourront être confiés à des contracteurs compétents et expérimentés. Il est cependant indispensable que les responsables des expériences ou des observations à mener dans les laboratoires soient étroitement associés à la conception et à la réalisation de chaque étape des ouvrages : il en va de la validité des expériences et de la signification des résultats. Or, ceci nécessite un nombre élevé d'ingénieurs/chercheurs ayant à la fois une connaissance approfondie de leur domaine propre et une expérience suffisante, si ce n'est substantielle, des travaux miniers. Au Canada, par exemple, l'EACL* entretient, pour un seul site souterrain, environ 70 personnes attachées à cet ouvrage et 60 dans des laboratoires classiques de surface.

* Termes définis dans le glossaire

Il est indispensable que l'ANDRA* soit en mesure d'assurer cette double tâche de supervision éclairée de la sous-traitance, et de conception/réalisation/suivi des expériences en milieu souterrain. A cet égard, il paraît urgent de compléter les équipes et de tirer profit de la période d'examen du dossier et des travaux préliminaires pour envoyer chaque responsable d'expérience effectuer un stage de longue durée dans des sites existants à l'étranger afin d'acquérir la composante spécifique de la conduite des travaux en laboratoires souterrains. On peut d'ailleurs s'interroger sur la disponibilité des compétences, en l'état actuel, pour mener de front plusieurs laboratoires souterrains.

C. La réversibilité

La réversibilité est mentionnée dans la loi, et la Commission a souhaité être éclairée sur cette disposition. Elle a entendu sur ce sujet des experts étrangers de grande compétence. On trouvera dans le chapitre 7 les réflexions préliminaires de la Commission sur la réversibilité : durée, niveau de la réversibilité selon le type de déchets. La réflexion de la Commission ne vise pas à se substituer au législateur, mais elle pourrait contribuer à préciser ce concept, évoqué dans la loi de 1991. Les conséquences en sont évidentes sur le conditionnement des déchets, sur le concept et l'architecture du stockage. Il y aurait lieu, à ce sujet, de rechercher de façon ouverte les solutions optimales entre l'entreposage de longue durée et la réversibilité dans le stockage géologique.

A très long terme, lorsque l'intégrité des colis ne peut plus être garantie, le concept de réversibilité perd son sens propre. Il s'agirait alors d'envisager une reprise des produits radioactifs résiduels par des moyens relevant des techniques minières adaptées à l'environnement particulier du stockage de déchets nucléaires.

III. RECOMMANDATIONS SUR LES TROIS AXES DE RECHERCHE DE LA LOI

Axe 1 : Séparation - Transmutation

La Commission prend acte des programmes qui lui ont été présentés et souhaite que ceux-ci ne demeurent pas des recherches séparées, propres à chaque équipe, mais constituent bien un ensemble défini et coordonné entre les divers partenaires, avec des priorités et un calendrier qui reflètent les étapes de la stratégie globale. Ceci s'applique en particulier aux radionucléides à séparer, et à leur orientation vers la transmutation ou le conditionnement, ainsi qu'aux recherches sur les systèmes innovants.

Les produits de fission sont les parents pauvres dans les études actuelles, en dépit de leur toxicité qui se renforce en raison de leur capacité à migrer avec les eaux souterraines. Même dans le projet de Carlo RUBBIA, certains résidus de fission à vie longue ne sont pas réellement pris en compte. Si l'on ne peut pas dégager parmi les acteurs actuels de la recherche les équipes suffisantes pour couvrir le sujet, la Commission suggère qu'il soit confié explicitement à d'autres équipes des organismes français de recherche ayant des compétences appropriées, à charge pour ces derniers d'intégrer ces travaux dans les priorités et le calendrier d'ensemble des recherches.

De nombreux scénarios de recyclage du plutonium et des actinides mineurs ont été jusqu'ici présentés à la Commission. Celle-ci considère que le temps est venu de recommander au CEA et à l'EDF de se concentrer sur quelques scénarios et d'en étudier tous les aspects (sûreté, faisabilité industrielle et économique des différentes étapes incluant la fabrication des cibles et leur retraitement, déchets associés et leur impact radiologique à court et long terme).

Dans la perspective d'une large collaboration recommandée ci-dessus (paragraphe II) sur les systèmes innovants, et pour assurer une base expérimentale adaptée aux questions à étudier, la Commission souhaite que lui soient présentées en 1998 les premières étapes des études destinées à établir l'intérêt et la faisabilité d'un réacteur d'étude sous-critique de puissance thermique minimale, alimenté par accélérateur et conçu avant tout pour l'étude de l'incinération.

Les aspects chimiques de l'axe 1 méritent également une attention particulière :

- la séparation des actinides mineurs, du technétium et du césium dans le retraitement est abordée au CEA selon une stratégie clairement définie, dont on peut apprécier les

développements ; ces recherches sont à poursuivre avec la volonté d'aboutir à une faisabilité technique lors de la première échéance fixée en 2001,

- le programme lié à la fabrication des cibles d'incinération et de transmutation, puis de leur éventuel retraitement est moins explicite ; la Commission recommande que les études déjà entreprises soient développées et approfondies, mais elle souhaite aussi que la cohérence avec les scénarios retenus pour la stratégie globale soit recherchée et lui soit présentée,
- pour accompagner ces recherches et celles recommandées dans le cadre stratégique, la mise à disposition des installations d'Atalante* est indispensable ; la Commission réitère la recommandation de son rapport n° 2 concernant le respect de l'échéancier de sa mise en service,
- de nouveaux problèmes surgissent pour la chimie associée à l'incinération et la transmutation dans les systèmes innovants, notamment celui de la fabrication et du retraitement des cibles métalliques pour lesquels une voie pyrométallurgique et électro-pyrométallurgique en sels fondus est en cours d'exploration ; cette chimie est explorée à l'étranger et au CEA en complément de l'hydrométallurgie ; CEA-DAM* possède une expérience dans le domaine de l'électroraffinage du plutonium ; la Commission recommande une exploration dans cette voie, y compris sur les calcinats avant vitrification ; elle souhaite être informée sur les possibilités d'expérimentation en France et de collaborations européennes et internationales avec les organismes qui ont acquis de l'expérience dans ce domaine.

Axe 2 : Stockage géologique profond

Le choix des spécifications des colis qui seront admis dans les stockages profonds (nature et caractéristiques tant du conteneur que des déchets qu'il contient) conditionne celui des concepts de stockage (par exemple la barrière ouvragée) et de l'architecture des ouvrages, et vice-versa. C'est pourquoi, la Commission considère comme prioritaire que les acteurs de la loi concernés lui fassent connaître, dès que possible, leur position commune sur ces sujets.

Les programmes de recherche à mener dans les laboratoires souterrains ont été présentés, dans leurs grandes lignes, à la Commission. Celle-ci souhaite entendre les programmes spécifiques destinés à lever les doutes qui subsistent sur la mobilité des fluides dans la matrice des roches

* Termes définis dans le glossaire

(importance comparée, selon les cas, de la diffusion et des écoulements « darcéens » ; signification réelle des très basses perméabilités annoncées), et dans les fractures (en particulier dans le granite) ; sur les phénomènes liés à l'interface solide - fluide (dont le paramètre K_d^* est une approximation très sommaire). Ces travaux devraient permettre d'asseoir plus solidement la modélisation sur des lois physiques dont le champ d'application doit être clairement défini et de fonder ainsi la validité des codes de calcul. La Commission souhaite entendre au cours du second semestre 1997 les résultats déjà acquis et ceux attendus des laboratoires souterrains pour valider, in fine, les calculs sur la migration jusqu'à la biosphère des radioéléments entrant dans les analyses de sûreté.

La Commission recommande également qu'une attention particulière soit consacrée à l'étude de certains aspects de géochimie, notamment une investigation sur les colloïdes organiques et minéraux présents dans les eaux naturelles ainsi que ceux produits à l'interface champ proche - géosphère, et leur rôle éventuel dans le transport des radionucléides ; au regard des enseignements fournis par les analogues naturels dont Cigar Lake* (Canada), Oklo* (Gabon) et par des systèmes naturels renfermant des métaux utilisés dans les alliages des conteneurs, ces études doivent être poursuivies.

Dans le domaine de la géophysique, la Commission recommande de suivre les récents développements de méthodes physiques non destructives (radar haute fréquence) pour identifier et cartographier des fissures situées à quelques mètres ou dizaines de mètres à l'extérieur des galeries. Elle recommande également, dans la perspective d'une certaine réversibilité prévue par la loi, mais qui ne doit pas affaiblir la sûreté passive, d'expérimenter dans les laboratoires des capteurs de paramètres physiques qui seraient ultérieurement placés à demeure dans les futurs stockages, pour suivre l'évolution du milieu après les diverses étapes de fermeture d'un stockage ou d'une tranche de celui-ci.

La définition du terme source des colis et celle des matériaux constituant la barrière ouvragée sont maintenant indispensables pour aborder les études et la modélisation du champ proche ; la Commission souhaite que ces définitions lui soient présentées dans des délais raisonnables pour que la modélisation numérique puisse réellement débiter.

Les scénarios de retour à la biosphère devront être précisés de façon claire et inclure l'éventuelle formation de dérivés organiques due à l'activité microbiologique, et la

* Termes définis dans le glossaire

concentration possible par les plantes et les animaux tout au long de la chaîne alimentaire, en particulier sous l'effet d'une contamination chronique de longue durée et en prenant en compte les caractéristiques spécifiques des sites retenus.

Axe 3 : Conditionnements et entreposages

Concernant les conditionnements, dont on a dit toute l'importance pour l'ensemble des programmes de recherche de l'axe 2, la Commission souhaite, en premier lieu, être éclairée sur les spécifications retenues ou proposées par les acteurs de la loi : les informations dont elle dispose à ce jour vont depuis des spécifications précises (« colis » individuels de verres ou autres) jusqu'à l'incertitude la plus complète (conteneurs ou surconteneurs qui grouperaient un ou plusieurs colis). Une telle situation ne saurait se prolonger sans un préjudice certain pour les travaux à mener dans les laboratoires souterrains. Les définitions des fonctions, matériaux, procédures, spécifications... sont nécessaires.

Dans l'attente de ces définitions et clarifications, la Commission ne peut que renouveler avec insistance ses recommandations antérieures de recherche sur les matrices traditionnelles :

- sur la tenue à long terme des verres nucléaires, au regard de l'acquisition de données nouvelles sur les analogues naturels et anthropogéniques,
- sur l'établissement des mécanismes de dégradation des matériaux à base de poudre de ciment, et les conséquences induites sur et par le champ proche des colis,
- sur la confirmation des résultats positifs présentés sur les enrobés bitumes (bonne résistance vis à vis de l'agression par l'eau et les micro-organismes), et l'engagement d'études similaires pour les enrobés bitumes et enrobés mixtes, autres que ceux produits par la STE₃* de La Hague,
- Une information régulière de la Commission sur l'avancement de la qualification à long terme de ces matrices est souhaitable,
- La Commission attache une grande importance aux recherches prospectives sur les matrices nouvelles utilisables pour différents déchets : matrices vitreuses, céramiques,

* Terme défini dans le glossaire

phosphates ou oxydes, dont certains analogues naturels ont subi plusieurs cycles d'érosion et de sédimentation et demeurent inaltérés depuis le Précambrien* . A cet égard, la Commission souhaite qu'une coordination des équipes scientifiques travaillant dans les domaines de la chimie du solide et des matériaux de l'aval du cycle soit mise en place. Le choix des matrices candidates, annoncé pour 1998, devra lui être présenté en y associant les déchets potentiels (anciens, actuels ou futurs) susceptible d'en bénéficier.

Enfin, une réflexion sur la durée, les objectifs et les modalités d'un entreposage de longue durée de divers types de déchets est hautement souhaitable afin d'aboutir à un programme cohérent et à des résultats significatifs pour le rendez-vous de 2001. Elle devra s'appuyer sur l'expérience acquise tant en France qu'à l'étranger depuis plusieurs décennies.

Remarque générale

La Commission réitère sa recommandation sur le développement d'une politique systématique de publication dans les journaux scientifiques internationaux à comité de lecture et pour qu'en général, des rapports et comptes rendus publics de haut niveau scientifique témoignent devant la communauté internationale du souci de la France d'assurer ses responsabilités dans l'aval du cycle nucléaire et de ses capacités à le faire. En ce sens, un colloque international organisé à l'initiative des acteurs de la loi de 1991, avec l'appui des ministères concernés, serait une marque d'ouverture appréciée de tous.

Ceci concerne aussi bien les études de recherche et développement sur la séparation, la transmutation et le conditionnement des radioisotopes que les aspects de sûreté et d'ingénierie des entreposages et stockages.

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. Depuis cette date, après l'évaluation des recherches des trois axes de la loi, elle a publié deux rapports respectivement en juin 1995 et 1996.

La recommandation forte des deux premiers rapports portait 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 un délai de 15 ans fixé par la loi du 30 décembre 1991 »*.

Cette recommandation a reçu à deux reprises l'approbation des Ministres de tutelle et un accueil favorable dans les rapports de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (rapport de Monsieur le Député Christian BATAILLE -20 mars 1996- rapport de Monsieur le Député Claude BIRRAUX -23 avril 1997-).

La Commission, dans le troisième rapport, est en mesure de dresser une première évaluation globale de la stratégie industrielle, de la stratégie des recherches et du plan-programme des recherches ainsi que de l'ensemble de la coordination ; ceux-ci ont en effet été définis par les acteurs de la loi et présentés à la Commission. Une analyse complète des textes sera effectuée dans le rapport n° 4.

Malgré un calendrier tendu pour les recherches concernant le stockage géologique (axe 2), la Commission constate, par ailleurs, que l'ANDRA a déposé, auprès des quatre départements en vue de l'enquête publique, les Dossiers d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation (DAIE)* pour les trois laboratoires souterrains. Les rapports des Commissaires-enquêteurs devraient, au moment de la publication de ce rapport, être remis au Gouvernement.

L'évaluation des recherches, selon la mission qui a été confiée à la Commission par la loi du 30 décembre 1991, s'est poursuivie tout au long de la période de 1996-1997 ; le rapport n° 3 et les recommandations formulées dans celui-ci ont été approuvés unanimement par les membres de la Commission et seront remis au Gouvernement le 10 septembre 1997.

CHAPITRE 1

* Terme défini dans le glossaire

ACTIVITES DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

1.1 Suivi des rapports n° 1 et 2

Le premier rapport de la Commission Nationale d'Evaluation a été présenté le 27 juin 1995 ; le second rapport a été rendu public le 27 juin 1996. Ces deux premiers rapports ont atteint, par tirages successifs, 1500 exemplaires chacun, et ont été largement diffusés dans les Ministères, l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques, les organismes participant aux recherches, les commissions locales d'information des quatre départements, la presse, les organismes de recherche nationaux de nombreux pays, les associations diverses ; le secrétariat de la Commission a, en outre, répondu à toutes les demandes individuelles dont le nombre augmente de façon continue.

En raison des nombreuses demandes en provenance d'organismes étrangers, le résumé et les principales conclusions des deux premiers rapports ont été traduits en langue anglaise. Le secrétariat en possède une centaine d'exemplaires qui pourront être mis à disposition des correspondants sur demande. Afin d'améliorer la diffusion du présent rapport au sein des organismes internationaux, la traduction en langue anglaise du résumé et des principales recommandations sera disponible dès la parution de celui-ci. A l'initiative de JAERI^{*}, le premier rapport a été traduit en langue japonaise dont une centaine d'exemplaires a été diffusée par le secrétariat de la Commission.

Si, pour le rapport n° 1, la recommandation principale relative à l'établissement d'une stratégie et d'un plan-programme et à la mise en place d'une coordination avait fait l'objet de la lettre ministérielle du 27 décembre 1995, la réitération de cette recommandation dans le rapport n° 2 s'est traduite, au cours des mois suivant la publication du rapport, par des échanges de courriers entre le Président de la Commission et le Ministère de l'Industrie, de la Poste et des Télécommunications. Ce dernier partageait l'analyse de la Commission sur la nécessité de la stratégie et de la coordination, qui pouvait se traduire par une démarche comportant deux actions :

^{*} Terme défini dans le glossaire

- établissement d'une nouvelle version du plan-programme comportant la stratégie des recherches,
- établissement d'un plan stratégique de l'aval du cycle du combustible nucléaire.

Par le courrier du 8 janvier 1997, les Ministres de l'Industrie, de la Poste et des Télécommunications, de l'Environnement, de l'Education Nationale, de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche ainsi que le Secrétaire d'Etat à la Recherche confirmaient au Président de la Commission, la démarche proposée.

Ceux-ci ont ensuite adressé aux différents acteurs de la loi les demandes relatives à cette démarche. Les résultats ont été présentés à la Commission le 23 avril et 28 mai 1997. Les réflexions de la Commission sont rapportées et évaluées dans le chapitre 3 du présent rapport.

Concernant le suivi proprement dit des recommandations scientifiques, le secrétariat de la Commission a établi, en plus des fiches de suivi présentées dans le rapport n° 2, un référentiel de l'ensemble des recommandations avec un classement par rubrique (annexe 2) ; ce support a servi à la rédaction du chapitre 2 relatif au suivi des recommandations.

Enfin, on trouvera dans l'annexe 2 deux fiches de synthèse concernant l'historique de l'évaluation et de la recherche sur la gestion des déchets et les évolutions administratives et réglementaires.

1.2 Activité de la Commission en 1996-1997

Pour l'établissement du rapport n° 3, la Commission Nationale d'Evaluation a procédé :

- à des auditions des acteurs de la loi,
- à l'audition d'experts étrangers,
- à des visites.

Par ailleurs, dans le cadre des enquêtes publiques pour les DAIE* (Dossiers d'Autorisation, d'Implantation et d'Exploitation des laboratoires souterrains), des membres de la Commission ont répondu aux convocations des Commissaires-enquêteurs.

* Terme défini dans le glossaire

1.2.1 Auditions scientifiques de la Commission

Le calendrier des auditions scientifiques de la Commission a été très chargé puisque 11 séances de septembre 1996 à juin 1997 ont été consacrées à l'évaluation des 3 axes de recherche de la loi et 2 autres à l'audition d'experts étrangers.

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

26 septembre 1996 : Etat d'avancement sur le stockage direct des combustibles irradiés
(CEA* - EDF* - ANDRA*).

9 octobre 1996 : Multirecyclage du plutonium et incinération* des actinides :
EPR* - études de systèmes - scénarii
(CEA - EDF - FRAMATOME).

6 novembre 1996 : Déchets tritiés : inventaire, état des connaissances, investigations
(CEA - EDF - COGEMA - ANDRA).
Données complémentaires pour les sites (ANDRA).

4 décembre 1996 : Etat des connaissances sur l'iode et le césium : inventaire, terme
source, transfert-migration
(CEA, ANDRA, IPSN, COGEMA, EDF)

8 janvier 1997 : GdR/GEDEON
(CEA-CNRS-EDF)

22 janvier 1997 : Bitumes : inventaire - état des connaissances
Comportement à long terme
(CEA - ANDRA - EDF - COGEMA - CREGU*)

5 mars 1997 : Programmes expérimentaux et de recherches dans les laboratoires
souterrains : exercices de sûreté préalables.
(ANDRA)

* Termes définis dans le glossaire

- 23 avril 1997 : Stratégie et plan programme des recherches
(B. BIGOT - acteurs de la loi).
- 6 mai 1997 : Conseil Scientifique de l'ANDRA
- 28 mai 1997 : Orientations stratégiques de l'aval du cycle du combustible nucléaire
(C. MANDIL - Ph. VESSERON)
Transferts dans la biosphère - modélisation
(ANDRA - IPSN).
- 4 juin 1997 : Rapport annuel du PAC* de Superphénix*
(NERSA - CEA - EDF)

Les 2 auditions consacrées aux experts étrangers ont eu lieu les :

- 8 janvier 1997 : Experts étrangers sur la réversibilité
(C. ALLAN, Canada - C. THEGERSTRÖM, Suède -
J.P. MINON, Belgique)
- 5 février 1997 : Les systèmes innovants et l'incinération des déchets
(C. RUBBIA - CERN*)

Les 13 et 14 janvier 1997 ainsi que le 17 juin 1997, la Commission a examiné les résultats des travaux complémentaires sur les sites dans les locaux de l'ANDRA à Châtenay-Malabry.

La Commission a, en outre, consacré neuf séances à la rédaction du rapport n° 3.

1.2.2 Visites techniques de la Commission

La Commission Nationale d'Evaluation avait projeté d'effectuer deux visites techniques ; l'une aux Etats-Unis et au Canada ; l'autre au laboratoire méthodologique de Tournemire*. Cette dernière a été annulée en raison des grèves de transport durant la période fixée (24-25 avril 1997) ; elle est reportée à l'automne 1997.

La visite aux Etats-Unis et au Canada s'est déroulée du 9 au 16 avril ; cinq membres de la Commission et le Secrétaire Scientifique ont participé à cette visite.

* Termes définis dans le glossaire

Aux Etats-Unis, du 9 au 12 avril, la Commission a rencontré successivement :

- la Nuclear Regulatory Commission (NRC^{*}),
- le Département de l'Energie (DOE/OCRWM^{*}),
- la Commission d'Evaluation (NWTRB^{*})
- l'Agence de Protection de l'Environnement (EPA^{*})

Au Canada, du 13 au 16 avril, la Commission a :

- visité l'URL^{*} à Pinawa et les laboratoires de l'AECL^{*} de Whiteshell^{*},
- rencontré la Commission d'Evaluation (TAC^{*})
- reçu une information très documentée sur les études d'analogues naturels de Cigar Lake^{*} et les programmes de recherche de l'AECL^{*}.

Un compte rendu succinct des visites et des informations recueillies est présenté dans l'annexe 2 de ce rapport.

1.2.3 Commissions d'enquêtes publiques pour les laboratoires souterrains

Les Commissaires-enquêteurs, dans le cadre des DAIE^{*} déposées par l'ANDRA, ont souhaité recevoir directement des informations de la Commission. Plusieurs membres de la Commission ont participé aux réunions convoquées par les Commissaires :

- 11 mars : site de la Vienne - Monsieur Pronost,
- 24 avril : site de l'Est - Monsieur Pronost
- 23 mai : site de la Vienne - Monsieur Pronost
- 9 juin : site du Gard - Monsieur Lafay.

Les membres de la Commission ont répondu au questionnaire qui leur avait été adressé au préalable.

^{*} Termes définis dans le glossaire

1.3 Modification de la composition de la Commission

Suite à la démission de Monsieur Dominique DUCASSOU le 7 décembre 1995, le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire (CSSIN)* a proposé au Gouvernement la candidature de Monsieur Olivier PIRONNEAU, membre correspondant de l'Académie des Sciences, Professeur et Directeur du Laboratoire de Mathématiques Appliquées à l'Université Paris VI (Jussieu). A ce jour, la nomination du remplaçant de Monsieur DUCASSOU n'a pas encore été prononcée.

Les membres de la Commission souhaitent que ce remplacement puisse intervenir dans les meilleurs délais car l'évaluation des modèles utilisés dans les recherches (spécialité du candidat proposé) est nécessaire au stade actuel de l'évolution des programmes de recherche.

* Terme défini dans le glossaire

CHAPITRE 2

SUIVI DES RECOMMANDATIONS DES DEUX PREMIERS RAPPORTS DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

Dans ses deux premiers rapports d'évaluation, la Commission a émis un certain nombre de recommandations dont les plus importantes figurent dans la partie « *Résumé et principales recommandations* » de chaque rapport.

Le suivi est assuré selon un système de classification en rubriques et de fiches spécifiques, qui a été détaillé dans le rapport n° 2. Le bilan du suivi de ces recommandations est présenté dans ce chapitre en deux parties :

- la première traite des recommandations de la Commission issues du rapport n° 1 qui n'avaient pas été prises en compte par les acteurs de la loi, lors de la parution du rapport n° 2,
- la seconde traite du suivi des recommandations du rapport n° 2.

2.1 Suivi des recommandations du rapport n° 1 (juin 1995)

Dans son deuxième rapport d'évaluation de juin 1996, la Commission avait consacré le chapitre 2 au suivi des recommandations qu'elle avait formulées dans son précédent rapport. Afin de bien insister sur la priorité énoncée dans son premier rapport, la rédaction était divisée en deux sous-ensembles :

- la stratégie et la coordination générale des recherches,
- les recommandations spécifiques.

Si la majorité des recommandations avait été suivie, deux domaines n'avaient pas été pris en considération.

2.1.1 Recommandations sur la stratégie et la coordination générale des recherches

La principale recommandation non prise en compte, concernait l'absence de visions stratégiques et de coordination générale des recherches. C'est pour cette raison qu'après le constat dressé dans le rapport publié en juin 1996, la Commission avait recommandé qu'une réflexion stratégique soit rapidement amorcée sous l'égide des pouvoirs publics et que cette réflexion accompagne le plan programme de recherche jusqu'à son terme.

Pour prendre en compte cette recommandation, les pouvoirs publics ont mis en place deux comités : l'un, placé sous la responsabilité de Monsieur Bernard BIGOT (Secrétariat d'Etat à la Recherche), a présenté le 23 avril 1997 un plan-programme des recherches ; le second, placé sous la responsabilité de Messieurs Claude MANDIL (Ministère de l'Industrie, des Postes et des Télécommunication) et Philippe VESSERON (Ministère de l'Environnement), a présenté le 28 mai 1997 les orientations stratégiques industrielles. L'ensemble devrait aboutir à la présentation d'une stratégie globale pour l'aval du cycle.

La Commission Nationale d'Evaluation a pris connaissance des présentations et des documents établis par ces deux comités. Les premiers résultats (compte-tenu du délai bref disponible avant l'achèvement du présent rapport) sont présentés dans le chapitre 3.

2.1.2 Stratégies et recommandations spécifiques

La seconde recommandation, de nature différente, qui n'avait pas été prise en compte portait sur la nécessité d'accompagner le plan-programme des recherches de quelques études à caractère sociologique.

La Commission regrette que cette suggestion n'ait pas rencontré une appréciation favorable de la part des acteurs de la loi. Elle réitère sa recommandation dans le cadre de la stratégie des recherches.

Concernant les autres recommandations du premier rapport, celles-ci :

- soit avaient été intégralement suivies et des réponses ont été fournies,
- soit devraient être complétées par de nouvelles précisions qui étaient en cours d'élaboration et qui ont été, en général, apportées depuis,
- soit encore figuraient dans le plan programme ; la Commission recevra, au fur et à mesure du déroulement des calendriers de recherche, les réponses souhaitées.

Les données fournies par les différents acteurs de la loi sont intégrées dans les chapitres du présent rapport consacrés aux bilans des axes de recherche.

2.2 Suivi des recommandations du rapport n° 2 (juin 1996)

Les principales recommandations de la Commission ont été rassemblées dans la première partie du texte du rapport : « *Résumé et principales recommandations* » dans les pages IV à VIII ; les recommandations plus spécifiques ont été formulées dans le corps du rapport après l'évaluation de chaque thème. On trouvera dans l'annexe 2 le relevé et la classification dans les rubriques de l'ensemble des recommandations du rapport n° 2.

2.2.1 Principales recommandations relatives à la gestion des déchets

Celles-ci sont au nombre de quatre et concernent : l'entreposage, le recyclage du plutonium, les coordinations des stratégies Séparation-Transmutation* et Séparation-Conditionnement*, et enfin l'incinération des actinides dans les REP*.

La Commission a reçu d'une part, un éclaircissement de l'EDF sur la gestion du combustible irradié et, d'autre part, une présentation spécifique des problèmes liés à la gestion et l'entreposage des combustibles puis leur stockage direct.

Pour le recyclage du plutonium, la COGEMA a analysé les conditions dans lesquelles le plutonium recyclé pourrait être retraité à La Hague ; elle a montré que la structure de l'usine permettrait une adaptation aisée aux exigences de ce nouveau type de retraitement.

* Termes définis dans le glossaire

La hiérarchisation des radionucléides à séparer et les filières préférentielles de stratégie Séparation-Transmutation* et Séparation-Conditionnement* n'ayant pas été clairement définies, la Commission a émis le souhait que cet aspect fasse l'objet d'une réflexion approfondie dans le cadre du plan-programme.

Elle renouvelle avec insistance sa position sur la nécessité de hiérarchisation des radionucléides ou tout au moins sur la nécessité de la prise en considération des radionucléides importants pour la sûreté qui, au stade actuel du développement des recherches, devient impérative, ainsi que sur le besoin de coordination stratégique dans ce domaine.

Pour l'incinération des actinides mineurs dans les REP*, le CEA et l'EDF ont présenté leurs analyses respectives de ce problème. Ils ont montré ce qui pouvait être réalisé dans les réacteurs actuels ainsi qu'avec les futurs réacteurs à l'étude dont le coeur aurait été modifié à cette fin.

2.2.2 Recommandations spécifiques pour les axes de recherche de la loi

2.2.2.1 Axe 1 - Séparation - Transmutation

La Commission avait souhaité avoir des informations complémentaires sur les possibilités de recyclage du plutonium et sur l'état des recherches dans le domaine des systèmes innovants. Elle a obtenu des réponses satisfaisantes de la part des différents acteurs de la loi impliqués dans ces recherches pour le recyclage du plutonium. Elle constate toutefois que le dialogue entre les acteurs de la loi et une coordination consécutive à une réflexion stratégique sont indispensables dans le domaine des systèmes innovants. Le présent rapport affiche des recommandations appropriées sur ce thème.

En ce qui concerne la stratégie de séparation, la Commission avait exprimé le souhait que le CEA amplifie ses recherches sur la chimie séparative des actinides et notamment celle de l'américium. Dans ce domaine, les études se poursuivent conformément aux recommandations de la Commission.

Le souhait concernant la poursuite des séparations des produits de fission ne semble pas avoir été pris en compte dans les programmes à la hauteur des besoins. De nouvelles recommandations sont formulées à cet égard dans les chapitres 3 et 4 de ce rapport.

* Termes définis dans le glossaire

2.2.2.2 Axe 2 - Laboratoires de recherche - stockage géologique

La Commission avait souhaité avec insistance que les informations résultant des travaux complémentaires sur les sites lui soient fournies et que l'ANDRA lui présente également les programmes de recherche qu'elle entend mettre en oeuvre dans les laboratoires souterrains.

L'ANDRA a exposé à la Commission les résultats les plus récents obtenus en matière de modélisation et d'hydrogéologie sur la Vienne et une interprétation des campagnes géophysiques sur le Gard. Ces nouvelles connaissances sont analysées dans le chapitre 5 de ce rapport.

En ce qui concerne les études intégrées de sûreté, prenant en compte les données propres à chaque site pour un concept de stockage donné, la Commission réitère avec insistance ses souhaits, mais reconnaît que ceux-ci ne peuvent être entièrement satisfaits avant que certains choix fondamentaux, notamment celui du concept et de l'architecture du stockage, aient été faits. Elle souhaite donc qu'un effort particulier soit consacré à la méthodologie des choix puis aux choix proprement dits.

2.2.2.3 Axe 3 - Conditionnements et entreposages

La Commission avait recommandé à l'ANDRA, conformément à son engagement, d'établir pour fin 1996 les spécifications préliminaires pour les colis destinés au stockage profond. L'ANDRA a précisé qu'un certain nombre de choix devraient avoir été faits avant que de telles spécifications puissent être établies.

La Commission rappelle l'importance de ces spécifications préliminaires dans le cadre des recherches sur de nouveaux conditionnements et des entreposages de longue durée. La présentation à la Commission de ces spécifications ainsi que de l'inventaire précis chimique et radiochimique devient une priorité qui sera rappelée dans les recommandations de ce rapport.

En ce qui concerne les études sur les diverses matrices* actuellement utilisées (verres, liants hydrauliques, bitumes), la Commission a été principalement informée pour ce rapport, de l'état d'avancement des études menées sur les bitumes.

L'effort doit être poursuivi dans ce domaine.

Elle rappelle qu'en ce qui concerne les nouvelles matrices, certaines décisions devaient intervenir en 1997-1998 (choix des matrices candidates).

Concernant les études d'entreposage de longue durée, le plan programme présenté en mai 1996 était des plus laconiques.

Elle souhaite instamment qu'un effort particulier soit accompli dans ce domaine.

2.2.3 Autres recommandations du rapport n° 2

2.2.3.1 Inventaire des déchets relevant de la loi du 30/12/91

L'inventaire des déchets et des radionucléides qu'ils renferment apparaît comme une priorité aux yeux de la Commission. A l'exception des déchets tritiés, la Commission a noté une avancée dans le domaine des inventaires ; toutefois, des précisions sont encore à apporter sur les inventaires des radionucléides à vie longue : ^{129}I en particulier. La COGEMA a aussi exposé, comme le lui avait demandé la Commission, sa stratégie pour la reprise et le conditionnement des boues de l'unité STE2* de La Hague, qui sont aujourd'hui stockées dans des silos. La position de la Commission sur ce sujet est reprise dans le chapitre 3 de ce rapport.

D'une façon générale, l'inventaire et la stratégie de reprise et de traitement des déchets anciens sont à préciser dans les meilleurs délais.

2.2.3.2 La dose engagée à partir des exutoires d'un stockage

La Commission avait recommandé que soient complétées, en priorité, les données sur certains radionucléides tels que ^{129}I , ^{14}C , ^{79}Se , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{135}Cs ... qui contribuent à l'impact radiologique de façon sensible et durant les premières phases du stockage.

Elle estime que des progrès importants restent à faire dans ce domaine.

* Termes définis dans le glossaire

2.3 Conclusions

La Commission note que la plupart des recommandations ont été prises en compte par les acteurs de la loi, mais elle constate cependant que certaines d'entre elles, dont plusieurs d'importance capitale, nécessitent encore d'être intégrées, soit dans le cadre de la stratégie, soit dans les programmes de recherche.

Ces dernières sont rappelées et précisées dans les différents chapitres de ce rapport.

CHAPITRE 3

STRATEGIE, COORDINATIONS ET PLAN-PROGRAMMES

3.1 Présentations de la stratégie et du plan-programme des recherches

Comme il est annoncé dans le chapitre 2 (paragraphe 2.1), la stratégie des recherches et le plan programme des recherches ont été présentés à la Commission par Monsieur Bernard BIGOT, Directeur de la Recherche et de la Technologie du Secrétariat d'Etat à la Recherche, et par les acteurs de la loi. Ils sont formalisés dans deux documents intitulés : « *Stratégie de la recherche sur l'aval du cycle électronucléaire* » et « *Programme des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue* » qui visent la période 1997 à 2006. Le deuxième document est en fait la version actualisée en 1997 du programme présenté à la Commission en mai 1996.

Ces documents (encore en version provisoire) ont été élaborés au sein du groupe de travail animé par la Direction Générale de la Recherche et de la Technologie du Secrétariat à la Recherche et qui comprend des représentants des organismes de recherches impliqués : CEA, ANDRA, CNRS ; des industriels : COGEMA et EDF ; ainsi que des trois Ministères : Recherche, Environnement et Industrie.

La Commission souhaite pouvoir disposer dans les prochaines semaines des éditions définitives de la version 1997 de ces documents afin de procéder à une analyse complète des textes.

Le premier document rappelle les principes et les objectifs de la loi et explicite comment la stratégie adoptée permet d'y répondre. Le second présente l'organisation de la coordination au sein d'un même axe et entre les axes ainsi que les aspects scientifiques et techniques des programmes.

La Commission a apprécié la réflexion qui a été faite ainsi qu'elle l'avait demandée dans son premier rapport, et qui a conduit à expliciter les choix des orientations de recherche actuellement en cours, les priorités de ces recherches dans les différents axes de la loi, la cohérence entre ces recherches, ainsi que le calendrier mentionnant les grands rendez-vous dans le déroulement des programmes.

3.1.1 Stratégie de la recherche sur l'aval du cycle électronucléaire

Les principes et objectifs décrits sont ceux de la loi. Il est toutefois rappelé en exergue dans ce document *« qu'il faut apporter, (au pouvoir politique, au Gouvernement et au Parlement) en 2006, les éléments scientifiques, techniques et socio-économiques permettant l'évaluation (et le choix) des solutions envisageables à court et long terme ».*

Les directions de recherche proposées, et leur pertinence ont été analysées à l'aide d'une grille prenant en compte leur intérêt au regard de la loi et les compétences disponibles ou à réunir. En appliquant cette grille aux produits du passé, aux produits actuels et futurs de l'aval du cycle, les priorités suivantes ont été définies :

Au titre de l'axe 1

« 1.1. Etudier les scénarii permettant de stabiliser l'inventaire, d'une part de plutonium et, d'autre part, de l'ensemble plutonium plus actinides mineurs dans les installations du cycle, et vérifier la faisabilité des réacteurs et des combustibles participant à ces scénarii.

Examiner également les possibilités d'élimination de cet inventaire.

1.2. Etudier la faisabilité des divers procédés de séparation.

Choisir et optimiser ceux-ci en fonction de l'efficacité des systèmes d'incinération des actinides et de transmutation des produits de fission à vie longue.

1.3. Evaluer les différentes filières innovantes permettant de maîtriser la production de déchets à haute activité et à vie longue.

1.4. Réduire le volume et l'activité des déchets de procédés et des déchets technologiques ».

Au titre de l'axe 2

« 2.1 Etudier un ou plusieurs concepts de stockage en formation géologique profonde et évaluer leur sûreté, leur réversibilité et leur modularité.

2.2. Caractériser plusieurs sites potentiels et les qualifier à l'aide de laboratoires souterrains. »

Au titre de l'axe 3

- « 3.1 Développer un entreposage de longue durée pour tous les produits de l'aval du cycle et démontrer sa sûreté.*
- 3.2. Caractériser les colis de déchets existants et définir des colis compatibles avec l'entreposage et le stockage.*
- 3.3. Développer de nouvelles matrices de conditionnement permettant de confiner encore plus durablement des radioéléments à longue durée de vie et grande mobilité. »*

La Commission observe que les solutions techniques attendues en 2006 relèvent essentiellement des axes n° 2 et n° 3. Cependant, les résultats attendus pour les recherches de l'axe n° 1 sont essentiels pour la prise de décision.

Ces priorités sont ensuite justifiées d'une manière détaillée dans la présentation et l'analyse des programmes de recherches axe par axe. Enfin la cohérence de l'ensemble est présentée.

La suite du document présente un calendrier. Pour les trois axes, la première échéance importante se situe en 2001. Selon le document stratégique, les points primordiaux sont :

« axe 1

- *Seconde phase de Puretex, destinée à prendre en compte les évolutions des combustibles à retraiter,*
- *Pour Actinex/séparation, passage de la phase de démonstration de faisabilité scientifique à celle de faisabilité technique.*

axe 2

- *Accès aux laboratoires souterrains et début des expérimentations au fond,*
- *Début de la phase de qualification du concept de stockage.*

axe 3

- *Passage de la faisabilité scientifique pour les nouveaux conditionnements à la phase de faisabilité technique,*
- *Engagement des études de sûreté pour l'entreposage de longue durée. »*

3.1.2 Plan programme des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue

Ce document vient en support du premier et entre dans le détail des programmes de recherche sur les trois axes au regard des calendriers établis sous la responsabilité du CEA pour les axes 1 et 3 et l'ANDRA pour l'axe 2. Les coopérations nationales et internationales du CEA et de l'ANDRA sont également évoquées. Les moyens financiers et humains jusqu'à 2001 sont indiqués (CEA, ANDRA, CNRS) ainsi que des éléments de budget par axe pour l'EDF et la COGEMA pour 1997.

3.2 Point de vue de la Commission et recommandations

Suite à un certain nombre de remarques et de demandes de précisions faites en séance par la Commission, les rédacteurs ont fait remarquer que les documents présentés, notamment le premier, n'étaient pas figés et que certaines remarques seront rapidement prises en compte. En conséquence, dans l'attente des versions définitives, la Commission ne fait pas pour l'instant de remarques formelles sur les textes et formule, dans ce rapport, ses recommandations afférentes aux domaines essentiels qui lui ont été présentés.

Lors des discussions portant sur l'ensemble des documents et des présentations, la Commission a attiré l'attention sur les points importants exposés ci-après.

3.2.1 Au plan général de la stratégie et des programmes

La Commission considère que les organismes responsables, en raison d'une politique électronucléaire qui en France est clairement affichée, avec une gestion des déchets radioactifs en place et un programme de recherche ambitieux sur les déchets de haute activité et à vie longue, doivent davantage s'ouvrir vers les diverses communautés scientifiques intéressées par ces problématiques. Il s'agit ici de privilégier une collaboration internationale, qui ne se réduise pas à une série d'actions ponctuelles.

La Commission considère que le rôle et les objectifs de la coopération internationale doivent être clairement définis dans les stratégies propres à chaque axe et recommande également de promouvoir une politique forte dans le domaine de la communication scientifique ; par exemple, en publiant des exercices de sûreté ou en organisant des colloques internationaux spécialisés sur les travaux en cours et en incitant très fortement les équipes impliquées à rechercher le jugement des pairs, notamment par la publication de leurs résultats dans des revues scientifiques de niveau reconnu et dotées de comités de lecture. Cette recommandation figurait déjà en bonne place dans le rapport n° 2.

La publication individuelle, par chaque organisme de recherche, du rapport annuel, telle que pratiquée actuellement, ne renforce pas la coordination entre acteurs, et ne constitue pas une action de communication forte vers les communautés scientifiques nationales et internationales.

La Commission considère que le développement des recherches doit tirer partie de l'ensemble des compétences nationales et construire celles qui font défaut pour les futurs développements des axes de recherches. Le plan pluriannuel des recherches doit évidemment répondre, d'une part aux besoins de connaissances nécessaires pour remplir les missions fixées par les 3 axes de la loi du 30 décembre 1991 et, d'autre part, aux besoins des industriels concernés, toujours dans le cadre de la loi.

Les décisions d'applications industrielles devront tenir compte des résultats de ces recherches et la Commission est soucieuse qu'aucune décision industrielle ne soit prise sans une considération attentive des résultats acquis ou attendus de la recherche.

La Commission note que les coordinations des axes et entre les axes sont fondées sur des accords entre partenaires. Elle souhaite que les conseils scientifiques des différents organismes de recherche impliqués jouent leur rôle de conseil et d'orientation des recherches décrites dans les deux documents et apportent leur avis sur les comptes rendus annuels des deux responsables de la loi.

Le CEA et l'ANDRA conduisent depuis longtemps et pour l'essentiel les recherches. Les moyens qu'ils y consacrent sont importants. Le programme PACE* du CNRS s'appuie sur des GdR* dans lesquels interviennent les acteurs du nucléaire. Les rôles dévolus aux GdR* deviennent importants.

Il existe des recherches bipartites entre CEA, ANDRA ou COGEMA et des équipes du CNRS dont certaines recoupent celles des GdR. Cela crée une situation confuse à évaluer et qui doit être clarifiée pour intégrer l'ensemble de ces programmes de coopération. Par ailleurs, le CNRS devrait préciser formellement les domaines des différentes disciplines qu'il va soutenir.

La Commission considère que le grand rendez-vous de 2001 sur l'état des recherches dans les 3 axes est important. Toutefois, d'ici là, il est nécessaire que soient tenus des rendez-vous sur des points précis : premières spécifications des colis, hiérarchisation des radionucléides, etc...

A cette date, ou avant, d'autres rendez-vous avec des objectifs précis devront être pris pour la période 2001 à 2006, compte-tenu des résultats acquis. Elle souhaite, d'une façon générale, qu'il n'y ait pas d'actions ou de recherches menées en continu sans rendez-vous précis. Dans cette optique, les calendriers des axes 1 et 3 devraient être affinés au plus tôt et représentés à la Commission d'ici la fin de l'année 1997 et avant la mise en place des programmes pour 1998.

La Commission considère que le rôle et les objectifs de la coopération internationale doivent être clairement définis dans les stratégies propres à chaque axe.

* Termes définis dans le glossaire

3.2.2 Au plan général des trois axes

La Commission considère qu'une attention approfondie doit être portée aux déchets anciens, notamment les déchets B dont 60 % du total ne sont actuellement pas conditionnés. Il y a certainement des recherches à faire ou à poursuivre sur les déchets de UP1*, les boues STE2*, la fusion des déchets métalliques, les « produits du cycle sans emploi ». A cet égard, l'inventaire attendu pour la fin 1997, devra mettre en avant les déchets de toute nature qui posent problème (reprise, tri, traitement, conditionnement, entreposage...).

La Commission considère que l'importance des produits de fission à vie longue ne doit pas être sous-estimée.

Les études de sûreté montrent la prédominance de l'impact des produits de fission aux exutoires. Pour l'instant, ils sont incorporés, excepté l'iode, avec les actinides mineurs dans les verres. Dans l'optique actuelle du stockage, la fonction « retard » de leur retour aux exutoires est reportée, après dégradation des colis actuels, sur leur piégeage dans la barrière ouvragée. Dans l'avenir, certains d'entre eux seront séparés, certains seront transmutés et d'autres spécialement conditionnés. La fonction « retard » de leur retour aux exutoires dépendra alors du confinement puis de la dégradation des nouveaux colis.

Les recherches et notamment les séparations des produits de fission à longue vie relèvent d'une stratégie qui doit être bien explicitée depuis leur séparation jusqu'au retour par les exutoires.

Le rôle de la chimie est évident dans les programmes PURETEX* et ACTINEX*. La Commission considère qu'il ne doit pas être sous-estimé dans les autres programmes et notamment dans ceux pour la recherche de nouvelles matrices et de recyclage des actinides mineurs en réacteurs ou dans les systèmes hybrides. La réduction de l'inventaire radiotoxique ou de la radiotoxicité aux exutoires dépend, pour une large part, de la qualité des cibles contenant les actinides, des séparations et des conditionnements quelles que soient les stratégies envisagées.

* Termes définis dans le glossaire

3.2.3 Axe 1

S'agissant de la transmutation, il ne se dégage pas du document stratégique des objectifs clairs, avec des modalités d'action.

Les critères généraux sont effectivement bien énoncés, mais lorsqu'il s'agit de discuter une action spécifique au regard de ces critères, un poids trop important est souvent donné au seul critère de réduction de volume des colis de déchets, qui a une importance économique certaine puisqu'il en découlera le nombre de colis à manutentionner, à transporter et à stocker. Néanmoins un critère important pourrait être utilisé qui prendrait en compte la puissance thermique des déchets. Il pourrait s'exprimer en « volume de stockage » puisque l'espace entre colis est déterminé par la température maximale acceptable pour la roche d'accueil. Ce critère est essentiel pour une utilisation optimale de la capacité d'accueil d'un site. Il peut permettre une meilleure estimation des gains apportés par l'entreposage préalable des colis de catégorie C ou d'une éventuelle séparation des radionucléides principalement responsables du dégagement thermique des déchets durant les premiers siècles (^{137}Cs , ^{90}Sr).

D'une manière générale, il conviendrait de parler en terme de nocivité, qui recouvre différentes caractéristiques physiques des colis de déchets : composition chimique et radioactive, chaleur dégagée, aptitude à la lixiviation et à la dissolution, etc...

Si l'on se base uniquement sur le risque potentiel qui est une démarche pertinente pour décrire l'impact radiologique d'un stockage en situation accidentelle, cette approche peut conduire à négliger le rôle réel des produits de fission à vie longue.

S'agissant de l'ensemble des actinides, une clarification des stratégies de transmutation serait souhaitable : minimisation de production à la source, stabilisation ou destruction de leurs inventaires présents dans l'ensemble du cycle.

Chacune de ces étapes correspond à des options techniques plus ou moins lourdes qui devront être soumises à des analyses puis à des arbitrages de type coût-bénéfice, incluant donc des choix industriels qui ne pouvaient pas être abordés dans le rapport sur la stratégie de la recherche. Néanmoins, celui-ci aurait pu classer ses options selon leur intérêt et distinguer celles dont la faisabilité est pratiquement acquise (par exemple la modération accrue, le multirecyclage homogène) de celles qui nécessitent un effort important de recherche et de développement et qui correspondent à des options innovantes susceptibles d'une industrialisation à plus long terme.

Alors que la recherche sur les systèmes assistés par accélérateurs et sur leur rôle dans la gestion des corps à vie longue, actinides et produits de fission est à l'ordre du jour dans un certain nombre de grands laboratoires à l'étranger (par exemple Los Alamos*, CERN*, JAERI* et divers laboratoires russes), le rapport apparaît bien timide en ne parlant que d'évaluation des potentialités de ces systèmes dans le cadre des objectifs de la loi. Il ne reprend pas la recommandation précédente de la Commission d'aller vers la réalisation d'un prototype de puissance modeste qui serait le fruit d'un travail commun entre le CEA, le CNRS et EDF et d'ouvrir cette réalisation dans le cadre européen plus large. De même, pour les études du retraitement poussé, le rapport n'indique pas de pistes nouvelles concernant le traitement simultané des actinides dans de tels systèmes et sa relation avec des procédés de séparation chimique autre que l'hydrométallurgie fondée sur le procédé PUREX* mis en oeuvre actuellement dans les usines de La Hague.

L'objectif des recherches étant de fournir en 2006, au législateur, les éléments d'un choix, il importe qu'à cette date, l'évaluation de la faisabilité industrielle des séparations chimiques autres que celles de l'uranium et du plutonium soit faite.

Enfin il ne mentionne pas les moyens offerts par Superphénix, notamment dans le cadre du PAC*.

Aussi la Commission engage-t-elle le CEA, responsable des l'axe 1 et 3, à être très clair dans la définition des faisabilités recherchées à différentes dates. Cette remarque vaut plus particulièrement pour les conditionnements (Stratégie Séparation - Conditionnement) qui relèvent également de l'axe 3.

Enfin, il a été évoqué, lors de la présentation du plan programme à la Commission, un retraitement simplifié qui laisserait plus de plutonium qu'actuellement aux déchets, l'utilisation de lasers purgeurs pour traiter le plutonium de multirecyclage ainsi que la recherche de conditionnements spécifiques de cet élément. Les liens qui réunissent ces points, s'ils existent, ne sont pas explicités. S'il s'agit d'une nouvelle stratégie, il conviendrait qu'elle le soit et qu'un programme de recherche, et son calendrier, soient établis et présentés à la Commission.

3.2.4 Axe 2

* Termes définis dans le glossaire

Les recherches sur le stockage géologique constituent un ensemble majeur de la stratégie générale, puisque le stockage d'un grand volume de déchets ne peut être évité dans l'état actuel des connaissances et des techniques, comme la Commission l'a déjà souligné dans ses précédents rapports. En outre, le stockage géologique est envisagé pour la plupart des combustibles irradiés produits dans le monde.

Le programme de reconnaissance des sites a été lancé selon le calendrier prévu et les procédures d'enquêtes publiques dans le cadre des DAIE* , actuellement en cours, s'inscrivent également dans ce calendrier, ce que la Commission note avec satisfaction, étant donné l'attention qu'elle avait attirée sur les contraintes extrêmement fortes de ce calendrier.

Au plan général, le tableau d'orientation des recherches appelle quelques commentaires. Le cas de figure « pas d'autorisation de réalisation d'un stockage » à l'issue du programme actuel de recherche, en 2006, y est, à juste titre, évoqué.

Il semblerait utile, dans ce cas, d'être en mesure d'éclairer les pouvoirs publics sur les raisons possibles de cet échec :

- soit les sites choisis n'apparaissent pas favorables. La recherche d'un ou deux autres nouveaux sites pourrait résoudre le problème,
- soit les conditions de démonstration de sûreté ne sont pas convaincantes, bien que les deux ou trois sites choisis satisfassent les critères de la RFS.III.2.f.,
- soit l'acceptation sociale du stockage ne semble pas pouvoir être obtenue dans des conditions satisfaisantes.

Les récentes décisions prises à l'étranger en matière d'autorisation de recherches pour le stockage de déchets nucléaires obligent à se poser ces questions (référendums négatifs en Suisse et Suède en 1995, enquête publique sur Sellafield en Grande-Bretagne qui s'est soldée par un refus ministériel en 1997).

Il est donc suggéré que le programme de recherche envisage ces hypothèses et maintienne un effort raisonnable de réflexion sur la recherche d'autres solutions, en marge de celles actuellement programmées :

* Terme défini dans le glossaire

- potentialités d'autres sites géologiques français, afin de pouvoir faire face sans attendre au lancement d'études sur d'autres sites, si cela s'avérait nécessaire. La Commission considère qu'il est primordial, si l'on acquiert la conviction à un moment donné qu'un site ne paraît pas pouvoir répondre pleinement aux critères essentiels pour l'implantation ultérieure d'un site de stockage, que la décision soit prise, dans les meilleurs délais, d'arrêter les travaux sur ce site quel que soit l'avancement de la réalisation ou de l'exploitation du laboratoire souterrain,
- spécificités éventuelles d'un ou de certains types de roches ou de sites donnés,
- causes de l'éventuel refus social du stockage.

La Commission réitère sa recommandation du premier rapport pour que soient entreprises des recherches à caractère sociologique, prenant en compte l'ensemble de la stratégie sur les trois axes de la loi. Ces études devraient, au même titre que les études scientifiques, contribuer à faire les meilleurs choix stratégiques pour la mise en oeuvre de la loi.

Le chapitre, propre à l'axe 2 du plan stratégique, appelle également à un certain nombre de remarques :

- l'absence de toute référence aux analogues naturels et à leurs apports pour la maîtrise des problèmes de migration et transport des radionucléides dans les milieux naturels,
- le rôle des laboratoires souterrains méthodologiques (c'est-à-dire implantés sur les sites non retenus pour un éventuel stockage) pour comprendre le comportement des milieux et tester des méthodes de reconnaissance n'est pas envisagé ; mais il l'est dans le programme de recherche des acteurs de la loi, notamment ceux dans lesquels l'IPSN poursuit des études (Tournemire* et Mont Terri*).
- il serait bon de préciser quelles sont les difficultés majeures du programme de recherche, les « points durs », par rapport aux questions dont la résolution peut raisonnablement être attendue en 2006 ; de même, les étapes majeures du calendrier devraient être précisées (plans d'expérience dans les laboratoires et sur les échantillons ramenés en surface, etc...).
- la coordination des équipes travaillant dans l'axe 2 pourrait utilement être précisée pour répondre aux interrogations de la Commission : comment seront définis les

* Termes définis dans le glossaire

programmes, et comment s'assurera-t-on de la bonne intégration de l'ensemble des recherches (oublis, duplications, confrontations) ? comment seront assurés le suivi et l'évaluation du programme ? comment seront définies d'éventuelles inflexions ? comment s'intègrent les programmes financés en propre par le CEA sur l'axe 2 dans ceux de l'ANDRA, responsable de l'axe ? Il s'agit en particulier de savoir, qui définit les priorités.

- la Commission s'interroge également sur la disponibilité réelle des moyens en personnel technique et scientifique pour mener à bien simultanément les recherches dans les laboratoires souterrains.

De façon plus détaillée, la Commission recommande d'approfondir les points suivants :

- * une meilleure définition de la réversibilité doit être recherchée,
- * les études de sismicité naturelle (rôle des tremblements de terre, notamment sur la fracturation) devraient être citées et explicitées,
- * les barrières ouvragées sont présentées de façon trop sommaire ; il faudrait les différencier en fonction du milieu géologique et des divers rôles qui leurs sont dévolus,
- * les interactions radionucléides-eau sont limitées aux données thermodynamiques les plus élémentaires ; il est nécessaire d'entrer dans le détail des cycles biogéochimiques des différents éléments et prendre en compte la matière organique et les particules colloïdales,
- * les informations sur la modélisation de la biosphère manquent,
- * la prise en compte de la toxicité chimique des composés susceptibles de passer dans la biosphère, qu'ils soient ou non radioactifs, est également absente.

3.2.5 Axe 3

La stratégie et le programme présentés pour l'axe de recherche sur les conditionnements et l'entreposage de longue durée sont moins structurés que ceux des autres axes. La diversité des actions à mener et les interrogations sur le sens à donner à l'entreposage à long terme en sont vraisemblablement la cause. La structuration du programme de cet axe devient à présent une urgence, en raison notamment du rapprochement de l'échéance de 2006.

Le calendrier, notamment, ne comporte qu'un seul jalon, celui de 2001 pour les nouveaux conditionnements. Sur l'entreposage, aucune indication n'est fournie sur les durées envisageables et les enchaînements avec des reprises éventuelles ou avec le stockage définitif en l'état, ni sur les rendez-vous importants.

A titre d'exemple, quelle est la stratégie adoptée pour le conteneurage en vue de l'entreposage vis à vis de celui qui sera qualifié pour le stockage définitif ? (compatibilité entre des spécifications d'entreposage et celle du stockage).

L'étude des entrepôts est indiquée comme étant du ressort de l'ingénierie, ce qui est par trop limitatif ; des études plus fondamentales (spécifications des colis, expertise, sûreté...) sont nécessaires et relèvent du programme de recherche.

La Commission a noté avec intérêt dans le document sur la stratégie que les aspects d'entreposage de l'uranium appauvri et de l'uranium de retraitement n'avaient pas été oubliés.

Par contre, la Commission souhaiterait que soit explicité le scénario dans lequel s'inscrit le conditionnement du plutonium dont l'étude est recommandée dans le plan stratégique.

Par ailleurs, au lieu d'indiquer les diverses méthodes envisageables pour la reprise des boues de précipitations chimiques entreposées en vrac à La Hague (STE₂^{*}) et à Marcoule, le rapport prend acte de la seule solution du bitumage à la STE₃^{*} préconisée depuis longtemps par COGEMA, contrairement aux souhaits d'une investigation plus large exprimés par la Commission dans son précédent rapport.

Pour ce qui concerne les conditionnements, la Commission réitère d'abord ici ses remarques concernant les déchets anciens. La situation doit être clarifiée au plan de la

* Termes définis dans le glossaire

recherche de solutions à court et long terme et, à cet égard, le rôle du conteneur de haute intégrité doit être précisé le plus rapidement possible. Cette question est liée à l'entreposage à long terme, pour lequel les échéances des recherches à conduire restent également encore floues.

Enfin, la Commission souhaite qu'en 2006, on puisse disposer d'un inventaire des éventuels déchets liés aux futurs filières de recyclage et de conditionnement, si elles étaient retenues.

3.3 Première appréciation sur la stratégie industrielle

La Commission a été informée de l'avancement des réflexions menées sur la stratégie industrielle par différentes directions ministérielles, avec la participation des acteurs du nucléaire. Ce groupe animé par Messieurs MANDIL et VESSERON prépare un document de synthèse qui sera disponible dans un proche avenir.

Les animateurs de ce groupe ont présenté à la Commission dix scénarii stratégiques à partir de la situation actuelle, des outils industriels disponibles (réacteurs, usine de retraitement) et d'une certaine extrapolation de technologies accessibles par des efforts de recherche et développement, notamment ceux résultant des recherches de la loi. Les scénarii se distinguent en fonction des réponses à apporter aux questions clés suivantes :

- une quantité notable de plutonium est-elle admissible dans le stockage géologique ?
- des réacteurs à neutrons rapides peuvent-ils être utilisés pour produire de l'énergie ?
- le plutonium est-il, ou non, recyclé ?

Ces différents scénarii doivent être évalués en fonction d'un certain nombre de critères. Tous sont considérés comme crédibles par les industriels, dans la mesure où ils intègrent les diverses contraintes économiques lors du choix stratégique : par exemple, le non développement des réacteurs à neutrons rapides en raison du faible coût de l'uranium. Ces scénarii ne peuvent cependant pas être discriminés par leur coût, quels que soient les taux d'actualisation retenus, compte tenu de la durée des périodes considérées ; en effet, selon l'évaluation actuelle, même le scénario considéré comme le plus pénalisant resterait compatible avec l'ensemble du coût nucléaire.

Un des éléments importants de ces scénarii, exception faite des événements exogènes, est le maintien de la flexibilité du choix . Celle-ci implique, aux yeux de la Commission, une recherche

forte et équilibrée. Cependant cette flexibilité serait fortement réduite dès lors que des décisions d'investissements industriels lourds auraient été prises ; dans un tel cas, les options industrielles pourraient conduire, pour une voie donnée, au franchissement d'un point de non retour. A cet égard, d'ici 2006, aucun gros investissement justifié par les besoins français n'est envisagé, qui viendrait mettre en péril la flexibilité actuelle.

La Commission considère que cette réflexion de stratégie industrielle apportera une clarification significative et une meilleure compréhension des scénarii industriels envisageables et, surtout, une meilleure appréciation des critères qui seront utilisés pour faire les choix stratégiques entre les différents scénarii, le moment venu.

Il sera essentiel, dans les mois qui suivront la publication du document décrivant les orientations stratégiques industrielles, de vérifier son adéquation avec la stratégie de recherche et le plan-programme des acteurs de la loi. Après l'édition définitive des documents, la Commission participera, pour sa part, à cette évaluation qui constituera l'une des tâches dont les résultats seront présentés dans son rapport n° 4.

CHAPITRE 4

LES RECHERCHES POUR LES 3 AXES DE LA LOI

4.1 Axe 1- Séparation - Transmutation - Multirecyclage et systèmes innovants

4.1.1 - Transmutation: multirecyclage et systèmes innovants

4.1.1.1 Rappel de la problématique et des points abordés par la Commission dans ses deux précédents rapports

L'axe 1 de la loi recommande que la transmutation de corps à vie longue, présents dans certains déchets du cycle électronucléaire, soit étudiée, de pair avec la séparation chimique préalablement nécessaire. On sait, en effet, que de tels corps, soumis pendant des durées très largement inférieures à leur propre durée de vie (ou période) à des flux intenses de particules, peuvent être transmutés par réactions nucléaires, accompagnées éventuellement de décroissances radioactives de période courte, en des produits stables donc non radioactifs.

Dans ses deux précédents rapports, la Commission a souligné les objectifs de la transmutation, ainsi que les radionucléides auxquels il est envisageable de l'appliquer. Rappelons que cette technique vise deux objectifs :

- réduire les incertitudes concernant la sûreté à très long terme du stockage géologique profond,
- faciliter les conditions techniques du stockage.

En effet, la nocivité des colis de déchets, dans un tel stockage, trouve en partie son origine dans les types et quantités de radionucléides constituant leur inventaire. Il en est ainsi, par exemple, de la chaleur dégagée pendant environ les mille premières années de stockage, par la présence de certains produits de fission de période moyenne, Cs-137 et Sr-90, dans les déchets de la catégorie C : on pourrait les séparer et les laisser décroître pendant plusieurs périodes avant de les stocker définitivement dans des colis spécifiques. Un tel scénario relève essentiellement de la stratégie S-C (Séparation-Conditionnement), la transmutation de ces deux produits de fission se révélant vraisemblablement inutile et, en tout cas, très difficile (voir annexe 4).

En fait, la transmutation vise à réduire le risque radiologique à long terme dû à la présence dans les combustibles irradiés de certains produits de fission à vie longue et des actinides (neptunium, plutonium, américium et curium). Par l'élimination de ces derniers, elle permet également de réduire la charge thermique des verres, au delà de la première période de 1000 ans environ, évoquée ci-dessus. Des données chiffrées ont été fournies à l'annexe 3 du rapport n°1 de la Commission.

En raison d'une radiotoxicité élevée, les actinides sont responsables du risque dit potentiel, qui résulterait de leur incorporation directe à partir de colis de déchets. Le critère de risque potentiel est pertinent dans le cadre d'un scénario accidentel d'intrusion humaine, qui mettrait des personnes en contact avec tout ou partie des radionucléides contenus dans les colis de déchets. En revanche, les produits de fission à vie longue présentent une radiotoxicité bien plus faible, mais peuvent, une fois stockés en profondeur, être responsables du risque réel (ou résiduel), en raison de leur grande mobilité dans le milieu constituant le stockage.

Au plan des méthodes, seule la transmutation induite par neutrons est envisageable (voir annexe 4), dans des réacteurs nucléaires classiques, tels ceux qui composent actuellement le parc EDF (réacteurs à neutrons thermiques et eau pressurisée), ou spécialisés pour cette tâche, comme par exemple des réacteurs à des niveaux de flux analogues à ceux des réacteurs à neutrons rapides et, si possible, à faible taux de régénération d'actinides. De tels réacteurs peuvent être soit critiques (par exemple projet CAPRA* à Superphénix), soit sous-critiques (par exemple propositions du CERN*, Los Alamos*). Dans ce dernier cas, une source externe de neutrons obtenus à partir d'un accélérateur de protons est indispensable pour maintenir les réactions en chaîne à l'intérieur du réacteur.

A partir des auditions auxquelles la Commission a pu procéder pour ses deux rapports précédents (notamment la présentation du 8 février 1996 par le CEA* et EDF*), de l'analyse de la Commission Scientifique chargée d'évaluer les capacités de Superphénix comme outil de recherche (rapport « Castaing »* du 20 juin 1996) et de ses propres réflexions, quatre schémas principaux, faisant appel à la transmutation, se dégagent à ce jour pour le traitement en réacteurs des actinides :

* Termes définis dans le glossaire

1. la diminution, à production d'électricité égale, des quantités d'actinides présents au déchargement dans les combustibles usés, que l'on peut atteindre en jouant sur le mode de fonctionnement et la composition des combustibles des réacteurs REP du parc actuel :
 - a- par l'augmentation des taux de combustion qui permet, en brûlant in situ une partie du plutonium formé, de réduire la production de ce dernier, en augmentant en revanche celle des actinides mineurs, notamment de curium,
 - b- par le recyclage hétérogène du plutonium, séparé au retraitement, dans des combustibles MOX* sur support à uranium appauvri, qui permet, au terme d'un, voire de deux recyclages, de réduire d'une manière importante le plutonium produit, mais au détriment d'une production nettement accrue d'actinides mineurs, notamment de curium ; en revanche, l'absence de U-235 dans le combustible MOX* a pour effet de réduire nettement la production de neptunium,
 - c- par la modération accrue qui permet également, en favorisant la fission de U-235 par rapport à la capture dans U-238, de réduire la production de plutonium et celle des actinides mineurs,
 - d- par l'utilisation de combustibles à base de thorium, permettant le passage progressif à U-233 comme matière fissile de base des réacteurs.
2. la diminution des actinides pourrait être également recherchée par l'utilisation de réacteurs à spectre de neutrons rapides en profitant de la faible valeur relative de leur section efficace de capture.
3. la stabilisation effective des inventaires d'actinides dans un parc de réacteurs donné, comme celui de EDF, fondé sur les REP* :
 - a- par le recyclage homogène du plutonium séparé au retraitement dans des combustibles MOX* sur support à uranium enrichi, introduits dans l'ensemble des réacteurs du parc. Cette solution s'accompagne également d'une production accrue d'actinides mineurs, par rapport à celle d'un cycle ouvert. Par ailleurs, on montre que les performances sont encore meilleures si l'on y associe la modération accrue,

* Termes définis dans le glossaire

- b- par le recyclage hétérogène du plutonium et, éventuellement, des actinides mineurs, séparés au retraitement, dans certains types de réacteurs du parc, aptes au multirecyclage, comme les réacteurs à neutrons rapides. Cette solution, qui permet une stabilisation effective des inventaires, est dite à « *deux strates* » (car elle s'appuie sur deux types de réacteurs, des REP* standards et des réacteurs spécialisés « *brûlant* » ce que les premiers produisent).
4. l'incinération maximum possible des actinides d'un parc nucléaire, dont on aurait décidé l'arrêt à terme, dans les réacteurs dédiés évoqués plus haut (flux importants de neutrons, faible taux de régénération). C'est dans ce cadre que se place par exemple l'irradiation prolongée d'actinides mineurs conduisant à une destruction quasi-complète par fissions cumulées.

Le traitement en réacteur de certains résidus de fission à vie longue apparaît plus difficile. Contrairement au cas des actinides, on n'a guère de marges de manoeuvre pour diminuer au départ leur production (en jouant par exemple sur les distributions en masse des produits de la fission), et leur destruction, qui ne s'accompagne pas d'émission de neutrons et d'un dégagement d'énergie significatif (comme c'est le cas des actinides que l'on peut fissionner). Ceci nécessite donc une très bonne disponibilité en neutrons. C'est également le recours à des réacteurs dédiés qui devrait permettre de détruire certains produits de fission à vie longue.

4.1.1.2 Les auditions devant la Commission : contenu, remarques

La Commission a procédé, dans le cadre de ce troisième rapport, à trois auditions.

La première, qui s'est déroulée le 9 octobre 1996, a permis à EDF et au CEA d'apporter des informations complémentaires demandées par la Commission dans son deuxième rapport, concernant les points suivants :

- la contribution du futur réacteur européen EPR au traitement des corps à vie longue,
- les possibilités d'un multirecyclage des actinides mineurs dans les réacteurs actuels du parc EDF (scénario THERM)*,
- le point sur le calendrier des actions proposées par le CEA lors de son audition du 8 février 1996.

* Termes définis dans le glossaire

Les deux autres auditions ont porté sur une autre approche de la transmutation, visant à l'exploitation de solutions innovantes au plan du réacteur (réacteur sous-critique assisté par accélérateur) ou du combustible (cycle au thorium). La Commission a ainsi entendu l'organisation nationale GEDEON* pour ce type de recherche ainsi que les propositions de C. Rubbia.

4.1.1.2.1 Le réacteur EPR

Ce réacteur est un projet franco-allemand développé entre deux partenaires industriels, Framatome et Siemens (regroupé dans NPI*), divers électriciens allemands et EDF. Ce projet est essentiellement dérivé des derniers modèles de réacteur existants, N4* en France et Konvoi* en Allemagne. Contrairement aux concepts de systèmes dédiés évoqués plus haut, EPR* (European Pressurized Reactor) est un concept évolutionnaire destiné avant tout à s'intégrer dans le marché international existant grâce à un coût maîtrisé, à des performances accrues et répondant aux nouvelles exigences, accrues, franco-allemandes et européennes, en matière de sûreté. Il est en principe destiné à remplacer en France, et peut-être en Allemagne, la plupart des réacteurs actuels lors de leur arrêt définitif, au cours des premières décennies du siècle prochain.

Pour les aspects concernant la gestion des corps à vie longue, EPR offre, dans sa version standard, les deux possibilités suivantes :

- l'extension du taux de combustion à des valeurs comprises en moyenne entre 50 000 et 60 000 MWj/t, avec un combustible standard UOX* enrichi à 4,9 % ;
- l'extension du taux de recyclage à une valeur de 50 % (c'est à dire la possibilité d'un chargement de combustibles MOX* dans 50% du coeur), avec la possibilité d'une gestion temporelle équivalente des assemblages UOX* et MOX* (renouvellement tous les 18 mois).

De plus, le chargement à 100 % de MOX avec une modération accrue (le rapport de modération passant de 2 à 2,4) est une option actuellement à l'étude.

La Commission considère que l'objectif d'augmenter le taux de combustion, qui va dans le sens d'une gestion plus rationnelle des combustibles, va également dans le sens souhaité d'une certaine réduction du plutonium déchargé.

* Termes définis dans le glossaire

Les calculs présentés à la Commission par EDF sont menés par divers acteurs (Framatome, EDF notamment), dans le cadre d'études préliminaires de sensibilité à divers paramètres, études non publiées et dont la cohérence n'est pas le premier objectif recherché à ce stade. Néanmoins, ces résultats, malgré cette disparité dans les hypothèses, corroborent - mais sans plus - ceux déjà obtenus avec les scénarii « génériques » présentés précédemment à la Commission, dans le cadre de son deuxième rapport (voir annexe 5, tableaux 6.2 et 6.3, pages 153 et 154).

4.1.1.2.1.1 Le recyclage du plutonium seul

Par rapport aux données du 8 février 1996, la Commission regrette que, s'agissant aussi bien du recyclage en mode hétérogène (c'est-à-dire sur support à uranium appauvri) que du recyclage homogène sur l'ensemble du parc, elle n'ait pu disposer de données plus précises qui lui auraient permis d'évaluer la faisabilité réelle de telles options. Par rapport à l'audition précédente EDF-CEA du 8 février 1996, EDF apporte des précisions sur les durées des cycles, et identifie par ailleurs les mêmes contraintes induites par de tels scénarii : possibilité d'un coefficient de vidange positif au delà d'une certaine teneur en plutonium, augmentation dans le cycle des problèmes de radioprotection et de chaleur dégagée liés à l'accroissement des quantités de Pu-238, d'Am-241 et de curium.

A ce stade, la Commission souhaiterait qu'une plus grande priorité soit donnée dans les études à l'option d'un recyclage homogène au niveau du parc, si possible en modération accrue, et qu'on décrive en détail les performances et les diverses implications (faisabilité technique et industrielle, coûts, sûreté ...) de l'adoption d'un rapport de modération au moins de l'ordre de 3, significativement plus élevé que la valeur de 2,4 retenue actuellement en option à la suite? probablement? d'un arbitrage de nature économique. Elle rappelle à cet égard que lors de la présentation du 8 février 1996, un scénario dit EPR-MOX avait été présenté avec un rapport de modération de 4 (voir annexe 5, tableaux 6.2 et 6.3, pages 153 et 154 du rapport n° 2).

4.1.1.2.1.2 Le recyclage des actinides mineurs

Une étude conduit également à une faisabilité de principe -du moins au niveau du réacteur- d'un multirecyclage homogène de la totalité des actinides dans un parc de réacteurs EPR.* Elle apporte un jeu de paramètres supplémentaires aux divers scénarii de multirecyclage THERM* abordés ci-dessous.

* Termes définis dans le glossaire

4.1.1.2.2 Le recyclage de l'ensemble des actinides dans un parc de réacteurs à eau

Pour son précédent rapport, le CEA avait présenté divers scénarii de recyclage possible du plutonium soit dans la totalité des réacteurs du parc REP* (recyclage homogène dans des MOX* à uranium enrichi), soit dans des réacteurs spécifiques REP ou RNR* (recyclage hétérogène dans des MOX à uranium appauvri et à forte teneur en plutonium). Par ailleurs, la possibilité de recycler également les actinides mineurs avait également été présentée dans un scénario de parc mixte REP* et RNR* (scénario MIX 1*), ou uniquement composé de RNR (scénario FAST*). Les performances de ces divers scénarii ont été rassemblées dans l'annexe 5, tableaux 6.2 et 6.3, pages 153 et 154 du rapport n°2. La Commission avait souligné l'intérêt d'étudier également la possibilité de recycler l'ensemble des actinides dans des REP*, compte tenu de leur importance pratique. Au cours de l'audition du 8 octobre 1996, le CEA a fourni des résultats concernant deux scénarii de recyclage de l'ensemble des actinides, ainsi que des données complémentaires relatives au recyclage du plutonium seul.

4.1.1.2.2.1 Le scénario THERM de multirecyclage homogène en REP

Le scénario THERM consiste en un multirecyclage homogène, partiel ou total, des actinides dans l'ensemble des réacteurs du parc. Etant donné les quantités en présence à chaque recyclage, la teneur de chacun des actinides, constituant avec l'uranium enrichi les combustibles MOX* reste modeste (2 à 3 % pour le plutonium, et inférieure à 1 % pour les autres). On s'attend, dans ces conditions, à ce que le fonctionnement du réacteur soit peu perturbé par rapport à celui qui n'utilise que des combustibles standard de type UOX*. C'est ainsi que l'antiréactivité due au neptunium et à l'américium recyclés est compensée par l'uranium enrichi et les isotopes impairs du plutonium et éventuellement du curium. Les calculs indiquent également des valeurs négatives pour les différents coefficients de sûreté du coeur, ce qui est favorable.

Les résultats présentés décrivent différentes situations selon que l'on ne recycle, en plus du plutonium, que le neptunium, ou que le neptunium et l'américium, ou enfin la totalité des actinides mineurs. Cette étude conclut à la faisabilité de principe du scénario THERM*, du moins en ce qui concerne le réacteur, et montre que l'on peut stabiliser les inventaires d'actinides mineurs au bout d'une durée qui est supérieure à 100 ans (cas du scénario appliqué à EPR*) : il s'agit donc d'un processus très lent. C'est au niveau du cycle, et notamment de celui de la fabrication des combustibles MOX*, que se situent les difficultés.

* Termes définis dans le glossaire

En effet lorsque l'on ne recycle que le plutonium, l'activité alpha, l'émission de neutrons et la chaleur dégagée deviennent largement plus importantes dans un combustible MOX* correspondant que dans un combustible standard UOX*. La pénalisation au niveau du cycle (radioprotection, chaleur dégagée) est encore plus forte si l'on recycle en plus les actinides mineurs ; ceci est particulièrement le cas avec le recyclage du curium. Cependant, un gain substantiel en radiotoxicité (de l'ordre de 100 à 200 par rapport au cycle ouvert) n'est réalisé que si ce corps est lui-même recyclé, comme l'indiquent les courbes d'évolution de radiotoxicité présentées par le CEA (voir annexe 3 du rapport n° 1). Comme il est indiqué au § 4.1.1.2.2.2, de telles contraintes sur la mise en oeuvre pratique du multirecyclage homogène de la totalité des actinides pourraient être contournées par un traitement différencié des actinides mineurs, le multirecyclage étant réservé alors au seul plutonium. En effet, un des scénarii présentés précédemment à la Commission consisterait à traiter l'américium en monorecyclage hétérogène au niveau du réacteur, et à entreposer le curium soit pour le reprendre en réacteur lorsqu'il se sera transformé en plutonium (après une centaine d'années), soit pour le stocker définitivement en profondeur dans une matrice particulièrement efficace.

4.1.1.2.2.2 Le scénario de monorecyclage en mode hétérogène

Ce scénario consiste à fabriquer des éléments spéciaux (aiguilles, assemblages) fortement chargés en actinides mineurs. Ces éléments sont placés dans un réacteur pour être irradiés pendant des durées relativement longues, d'au moins dix ans. On cherche ainsi à détruire les actinides mineurs par fission cumulée et en un seul passage en réacteur. Après une telle irradiation, ces éléments spéciaux, dont la gestion est indépendante dans une large mesure de celle du coeur du réacteur, sont directement mis aux déchets sans autre traitement.

La Commission n'a reçu que des résultats très préliminaires concernant ce scénario. Ceux-ci portent sur les taux de fission et les gains en radiotoxicité que l'on peut espérer atteindre en fonction de divers paramètres (proportion en volume d'actinides mineurs chargés dans les cibles, durée d'irradiation de 10 à 40 ans) et de la nature du réacteur (cibles insérées soit dans le coeur d'un REP*, soit en couverture de RNR*). Une étude beaucoup plus complète est nécessaire pour que la Commission puisse évaluer la faisabilité et l'intérêt du monorecyclage hétérogène : données de sections efficaces sur les isotopes supérieurs du curium et au-delà, sur la tenue des gaines, sur l'influence de la contamination possible par des lanthanides et sur la nuisance réelle des résidus restants en fin d'irradiation. Enfin, il conviendrait, pour en apprécier l'intérêt, qu'à l'instar de ce qui a été fait pour le recyclage

homogène, des scénarii d'évolution de l'inventaire global d'actinides mineurs d'un parc de réacteur, dont une partie au moins traiterait ces actinides en monorecyclage, soient présentés.

Jusqu'à présent, de nombreux scénarii de recyclage du plutonium et des actinides mineurs ont été présentés à la Commission. Il lui paraît temps aujourd'hui que le CEA et EDF se concentrent sur quelques scénarii les plus intéressants pour la gestion de ces produits (comme par exemple le recours au monorecyclage hétérogène, au recyclage homogène associé à la modération accrue ou à une combinaison des deux en fonction des actinides à traiter) et en étudiant tous les aspects (sûreté, faisabilité industrielle et économique, impact radiologique à court et long terme).

Dans son rapport précédent, la Commission avait pris acte de l'engagement de ces deux organismes d'avancer dans cette direction et d'aboutir d'ici la fin de 1997.

4.1.1.2.3 Les options innovantes

La concentration des travaux des acteurs du nucléaire sur le parc nucléaire et son évolution avait handicapé en France les études fortement innovantes. Celles-ci avaient toutefois lieu à l'étranger, par exemple avec les concepts de réacteur modulaire graphite-particules enrobées-gaz à haute température (General Atomics^{*}), de réacteur rapide intégré (Integrated Fast Reactor à Argonne National Laboratory)^{*}, de réacteurs homogènes d'Oak Ridge ou d'hybrides à très haut flux neutronique (Accelerated Transmutation Waste Reactor au Los Alamos National Laboratory)^{*}.

Plus récemment, ces dernières idées ont été reprises et renouvelées en Europe au CERN^{*} (voir § 4.1.1.2.4).

La Commission a fait état, dans son précédent rapport, des recherches qui démarraient tant au CEA qu'à l'IN2P3^{*} dans le domaine des systèmes innovants pour l'incinération. Rappelons que l'on entend ici par systèmes innovants des réacteurs sous-critiques dont le fonctionnement est assuré par l'injection permanente de neutrons, produits par spallation dans une cible bombardée par un faisceau de protons délivré par un accélérateur de haute intensité. Cette méthode permettrait en principe une incinération plus efficace que celle que l'on peut effectivement atteindre avec des réacteurs classiques. Par ailleurs, l'utilisation du thorium comme combustible de base présente à priori un certain nombre

^{*} Termes définis dans le glossaire

^{*} Termes définis dans le glossaire

d'avantages par rapport à l'uranium ; les cycles associés peuvent avoir un impact radiologique, à long terme, réduit sur certaines périodes de temps. Dans beaucoup de propositions, le thorium est associé à de tels systèmes.

Les réacteurs sous-critiques considérés, caractérisés par un facteur de multiplication neutronique inférieur à un (0,95 - 0,98), offrent deux possibilités pour l'incinération :

- a- l'utilisation de combustibles « exotiques », constitués essentiellement d'actinides, éventuellement sur support inerte, dont la très faible fraction de neutrons retardés interdirait, pour des raisons de sûreté et de pilotage, leur chargement dans des réacteurs critiques standards. Or, grâce à leur faible taux de régénération, de tels combustibles, dépourvus de matière fertile (U ou Th), sont les seuls qui permettent en principe d'atteindre une incinération efficace des actinides, s'approchant de la limite théorique de 46 kg de produits lourds détruits par TWh (thermique) produit,
- b- l'économie des neutrons est favorisée par le spectre rapide des neutrons et le supplément apporté par la spallation. Encore faut-il bien établir les éléments de comparaison de ces bilans de neutrons, en coût par atomes fissiles détruits et en bénéfice en y incluant l'énergie de fission et les neutrons disponibles. L'utilisation pour transmuter des corps consommateurs nets de neutrons, comme certains produits de fission à vie longue ou certains actinides, dépend aussi du niveau de flux atteint.

Lors de l'audition du 8 janvier 1997, la Commission a pris connaissance des divers efforts menés au CEA sur les systèmes innovants dans le cadre de programmes comme ISAAC* ou INCA* et de l'état d'avancement du Groupement de Recherche, GEDEON*, qui rassemble le CEA, le CNRS, EDF. La convention, (voir annexe 5) signée entre les trois partenaires le 22 janvier 1997, prévoit huit opérations scientifiques relatives à l'étude des systèmes assistés par accélérateur et à celle du thorium comme nouveau combustible. Ces opérations couvrent la physique de la cible de spallation productrice des neutrons, les données nucléaires et codes de simulation associés, la physique de base des milieux sous-critiques (programmes expérimentaux auprès de SARA* à Grenoble et MASURCA* à Cadarache, évoqués dans le 2ème rapport de la Commission), la physico-chimie des métaux lourds liquides, les dommages dus aux neutrons, les cycles au thorium, les études de système, et l'accélération de haute intensité (sous l'angle de la définition d'un cahier des charges). Quatre ateliers thématiques sont organisés en 1997, et l'effort financier le plus important des trois partenaires est consacré à la réalisation d'une source intense de

* Termes définis dans le glossaire

neutrons pulsés - désignée sous le nom de GENEPI* et destinée à la physique des milieux sous-critiques (SARA* et MASURCA*). Selon les termes de la convention, GEDEON* a vocation d'être le lieu privilégié d'élaboration entre les partenaires des actions de recherche à mener au plan national dans le domaine des options innovantes, conformément à la recommandation faite par la Commission dans son précédent rapport.

Dans ces perspectives, et pour assurer une base expérimentale adaptée aux questions à étudier, la Commission souhaiterait notamment que lui soient présentées en 1998 les premières étapes d'études qui conduiraient à établir l'intérêt et la faisabilité d'un réacteur d'étude sous-critique alimenté par accélérateur, de puissance thermique minimale, conçu avant tout pour l'étude de l'incinération.

4.1.1.2.4 L'audition du Professeur Carlo Rubbia

S'agissant des systèmes hybrides évoqués ci-dessus, la Commission a souhaité être informée d'une manière détaillée sur la proposition la plus étudiée en Europe, celle développée par l'équipe du CERN* qu'anime le Professeur Carlo Rubbia. Durant son audition, qui s'est déroulée le 5 février 1997, la Commission a pris connaissance des caractéristiques du projet d'un réacteur sous-critique à neutrons rapides, refroidi au plomb liquide et alimenté par un accélérateur, et plus particulièrement sur ses performances en matière d'incinération de déchets.

Le groupe du CERN* s'est constitué en fin 1993 pour étudier un réacteur sous-critique de puissance modeste (une centaine de MWé), assisté par un cyclotron, destiné à produire de l'énergie. Comme la puissance thermique que dégagent les fissions dans un tel réacteur est supérieure à la puissance communiquée par l'accélérateur au faisceau de protons, du moins au delà d'une certaine valeur du coefficient de multiplication, le système peut être considéré comme un « *Amplificateur d'Energie* », à l'instar des calorimètres utilisés dans les laboratoires de physique des particules. Très vite, le groupe du CERN* a abandonné le premier concept, fondé sur un spectre de neutrons thermiques, pour l'étude d'un Amplificateur d'Energie à neutrons rapides, refroidi au plomb (pour éviter les inconvénients du sodium et parce que la production de plutonium n'est pas recherchée) et utilisant le thorium comme matériau fertile et l'uranium 233 comme combustible de base. Ce faisant, il était mis en avant qu'outre la sûreté intrinsèque de tout système sous-critique vis à vis des excursions possibles de réactivité, l'utilisation du thorium présentait l'avantage de réduire les risques de prolifération et de produire des déchets à vie longue

* Termes définis dans le glossaire

dont la radiotoxicité restait très inférieure durant les 10 000 premières années environ à celle des combustibles irradiés à base d'uranium. Quelle est la validité de certaines de ces affirmations (notamment celles relatives à la prolifération) ? Il serait bon de le vérifier par des études détaillées et globales.

Lors de cette audition, la Commission a pris connaissance d'un schéma d'incinération appliqué au cas de l'Espagne, mais qui a une portée plus générale. Cinq Amplificateurs d'Energie de 625 MWé chacun et utilisant un combustible à base de thorium permettraient d'éliminer en une quarantaine d'années les transuraniens (c'est-à-dire le plutonium et les actinides mineurs, Np, Am, Cm) produits par le parc espagnol constitué actuellement de 7 100 MWé de REP*, ainsi que ceux présents dans les combustibles irradiés cumulés à ce jour. Ce faisant, ces derniers réacteurs pourraient substituer l'uranium 233 produit dans les Amplificateurs d'Energie à une partie de l'uranium enrichi. Contrairement à d'autres concepts à double strate fondés uniquement sur des cycles uranium-plutonium standard, cette proposition permettrait d'atteindre la destruction (et non la stabilisation) des transuraniens produits par un parc REP*, et de passer simultanément de la filière uranium à une filière thorium en un temps relativement court (quelques décennies). Il faut noter la proposition d'utiliser des combustibles métalliques composés de la totalité des transuraniens produits dans les REP*, que l'on sépare ensemble de l'uranium et de la plupart des produits de fission par un procédé de pyro-électrometallurgie, analogue à celui étudié à Argonne dans le cadre de IFR* (voir § 4.1.2). Un tel schéma permettrait, selon C. Rubbia, de faire l'économie du stockage profond, les déchets produits étant suffisamment décontaminés en transuraniens pour être stockés définitivement en surface, et d'atteindre de ce fait un coût inférieur à la solution actuellement retenue en Espagne pour le stockage profond. L'ensemble des résultats relatifs à ce scénario a été publié dans un rapport interne CERN/LHC/97-01 (EET).

La Commission est consciente du chemin qui reste à parcourir pour apporter des solutions aux nombreux problèmes techniques soulevés par cette proposition, problèmes qui sont d'ailleurs le lot de tout système hybride et qui justifient largement l'effort national mené en France. Elle est loin, par ailleurs, de partager certaines vues optimistes de C. Rubbia, notamment sur la possibilité d'atteindre des facteurs de décontamination suffisamment élevés en actinides (sans parler de certain résidus de fission à vie longue non pris en compte dans le projet de C. Rubbia) qui autoriserait un stockage en surface analogue à celui pratiqué en France à Soulaïnes et éviterait le stockage profond.

* Termes définis dans le glossaire

Néanmoins, elle considère que la démarche de C. Rubbia a le mérite d'étudier les performances d'incinération de divers scénarii concrets s'appuyant sur des systèmes hybrides. La Commission considère que l'option prise pour le réacteur doit être considérée avec attention. En effet :

- par rapport à celle des neutrons thermiques, l'utilisation de neutrons rapides permet de maintenir la réactivité durant un cycle d'irradiation (transparence aux produits de fission), de fonctionner avec un facteur de multiplication plus proche de 1 (diminution relative de l'effet protactinium) tout en assurant des marges de criticité prompte plus importantes que dans un réacteur classique, et enfin des rapports fission/capture favorables,
- le plomb présente de remarquables propriétés neutroniques de ralentissement. C'est en effet un milieu à peine plus absorbant que le sodium, et dont les propriétés de ralentissement par petits pas en énergie permettent d'envisager une transmutation efficace dans la zone épithermique des résonances dans les cas de Tc-99 et I-129. Cette méthode de transmutation, propre au plomb, fait l'objet de la collaboration TARC* (Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing) entre le groupe du CERN* et l'IN2P3*, dans le cadre d'un programme européen. Il va de soi que toute la technologie du plomb comme fluide de refroidissement reste à établir, sans parler des interactions avec les combustibles et de l'expérience industrielle à acquérir.

Le concept proposé par C. Rubbia est aujourd'hui le plus élaboré en Europe dans le domaine des hybrides. On note également que, moyennant certaines variantes techniques, le groupe travaillant au Los Alamos National Laboratory délaisse son projet à neutrons thermiques et à combustible liquide (un tel combustible fut longuement étudié dans l'après-guerre, au Oak-Ridge National Laboratory) pour un type de réacteur sous-critique analogue à celui proposé par C. Rubbia.

La Commission ne peut que prendre acte de ces évolutions. Elle rappelle toutefois que les projets concernant des organismes internationaux et des pays étrangers ne sont pas du domaine de sa compétence et qu'elle ne peut donc porter aucune recommandation formelle sur ce projet particulier. Les réflexions qui précèdent ne sont donc que des indications découlant de cette audition.

4.1.1.2.5 Le Programme d'acquisition des connaissances sur Superphénix

* Termes définis dans le glossaire

La Commission avait, dans son rapport précédent, fait siennes les remarques et recommandations relatives au programme d'acquisition des connaissances mené sur Superphénix, formulées en juin 1996 par la Commission présidée par le Professeur Castaing*.

Conformément à une recommandation de cette Commission, un Conseil Scientifique aurait dû être formé avec pour tâche notamment de présenter un rapport annuel concernant le PAC* (Programme d'Acquisition des Connaissances) à la Commission Nationale d'Evaluation. En l'absence d'un tel Conseil Scientifique, la Commission a auditionné directement le 4 juin 1997 des représentants de la société NERSA*, en charge de Superphénix, et de la DRN du CEA, pour ce qui concerne les recherches sur l'incinération du plutonium et des actinides mineurs, recherches conduites dans le cadre de l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991.

Durant 1996, le réacteur Superphénix est monté progressivement en puissance jusqu'à 90 % de sa puissance nominale en octobre 1996. Suite à l'annulation par le Conseil d'Etat du décret d'autorisation de 1994, le réacteur est à l'arrêt depuis février 1997. Il n'y a pas de modification substantielle de calendrier du passage du coeur actuel vers la sous-génération, si ce n'est que l'installation des coeurs 1 (1997-1999), 2 (2000-2003) et 3 (2004-2007) a pris environ une année de retard depuis l'année dernière. Il en est de même du programme CAPRA* et SPIN*. Le fait marquant est l'insertion de 2 aiguilles d'américium de décroissance qui est programmé dès le coeur n° 2, conformément au souhait de la Commission Castaing*. Il s'agit d'une première expérience de validation du concept d'irradiation de longue durée d'actinides mineurs, en vue de fissionner à terme la plus grande partie des noyaux lourds dans des aiguilles spécialisées que l'on mettrait ensuite aux déchets (voir plus haut § 4.1.1.2.2.2). En revanche, il ne semble pas que l'on puisse utiliser un tel réacteur pour des expériences utilisant une boucle de plomb fondu en relation avec les systèmes hybrides, comme l'avait suggéré la Commission Castaing*.

La Commission souligne l'importance qu'elle attache à ce que l'on dispose d'un outil d'irradiation pour tester divers concepts de destruction d'actinides en réacteur. Face à l'incertitude sur l'avenir de Superphénix pour jouer un tel rôle, la Commission a interrogé la DRN* sur ce que l'on comptait faire dans le cadre des études expérimentales d'irradiation en réacteurs à neutrons rapides. La stratégie proposée est l'utilisation de

* Termes définis dans le glossaire

Phénix*, si ce réacteur à l'arrêt depuis deux ans reçoit l'autorisation de démarrage, et d'aller le plus loin possible avec le futur réacteur Jules Horowitz, à neutrons lents, qui devrait démarrer en 2006. Par la suite, une collaboration sur le réacteur japonais Joho*, qui est en cours de modification par PNC*, serait envisageable après 2001. En revanche, l'utilisation des réacteurs à neutrons rapides russes (BOR*60, BN*350 et 600) se heurte à des difficultés à la fois techniques et organisationnelles.

Dans tous les cas, la Commission constate que l'on ne disposera pas de résultats expérimentaux significatifs, notamment sur le recyclage hétérogène des actinides, avant l'échéance de 2006. Elle regrette cet état de fait.

4.1.1.3 Conclusions et recommandations

La Commission considère qu'il sera essentiel que les trois acteurs de GEDEON* mettent en commun leurs réflexions pour élaborer un programme de travail, définir des objectifs et organiser entre eux les travaux de recherche à conduire. Il lui apparaît que la multiplication de sous-programmes, justifiée dans un premier temps pour mobiliser et organiser les équipes à l'intérieur des organismes, risquerait à moyen terme de nuire à la cohérence d'ensemble d'un axe de recherche dont l'importance et la finalité justifient qu'il soit développé au plan national, voire européen, chacun y contribuant en fonction de ses compétences propres.

Sur le plus long terme, l'objectif est de disposer d'un prototype de système hybride de puissance modeste (de l'ordre de 100 MWth par exemple). Pour ce faire, la Commission considère que le développement d'une telle installation, dont elle recommandait l'étude dès son premier rapport, mobilisera des moyens humains et financiers très importants et nécessitera un large spectre de compétences. Cette constatation impose une coopération étroite au sein de GEDEON* entre les trois partenaires CEA, CNRS et EDF, en concertation avec les autres acteurs de la loi, et qui prenne en compte l'apport du groupe du CERN*. Une collaboration privilégiée avec cette équipe permettrait de définir des thèmes de recherches décidés en commun (physique de la spallation, physique des milieux sous-critiques, physico-chimie du plomb, accélérateur), en vue d'aboutir à la réalisation d'une installation pilote de puissance modeste, conçue en priorité pour l'incinération notamment des actinides mineurs dans le contexte national, et non pour la production d'électricité. Compte tenu des compétences et des moyens mobilisables dans un tel

* Termes définis dans le glossaire

contexte, tant au CEA qu'au CNRS, la France serait à même de jouer un rôle de premier plan dans l'étude, puis la réalisation d'une telle installation dans un cadre européen.

4.1.2 Aspects chimiques de l'axe 1

Les aspects chimiques liés à l'axe 1 de la loi concernent en premier la séparation, à partir des combustibles électronucléaires usés UOX* (et éventuellement MOX*), des éléments dont certains isotopes peuvent être incinérés* et transmutés (stratégie S-T) ou destinés à un conditionnement spécifique (stratégie S-C). Il s'agit, rappelons-le, de quantités d'éléments beaucoup plus faibles que les quantités d'uranium et de plutonium séparées dans le procédé PUREX*. Ces recherches ont été entreprises dans l'hypothèse d'un monorecyclage, à moyen terme, des actinides mineurs et de produits de fission dans des réacteurs à neutrons lents ou rapides du parc actuel ou dans des réacteurs dédiés d'un parc futur. Elles sont rendues aussi nécessaires dans le cas du retraitement, avec ou sans dilution, des cibles d'incinération de type oxyde pour le multirecyclage. Dans ce contexte, l'élaboration des cibles elles-mêmes demande des recherches en chimie du solide, qui elles aussi ont débuté.

Au fur et à mesure que certaines stratégies à long terme avec des systèmes hybrides sous-critiques sont proposées, d'autres recherches en chimie seront nécessaires, car de nouvelles problématiques apparaîtront inévitablement.

Dans ce qui suit, l'ensemble de ces aspects est considéré et illustré du point de vue de la chimie. Il est important de le faire car le gain escompté dans la séparation-incinération/transmutation dépend, pour une large part, des performances des séparations chimiques et de la qualité des matériaux des cibles.

* Termes définis dans le glossaire

4.1.2.1 Séparations des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue des combustibles oxydes UOX dans le cadre du retraitement poussé

Les études sont développées par le CEA, mais presque exclusivement dans l'optique d'une incinération en monorecyclage des éléments séparés en réacteurs REP* ou RNR*. Il s'agit donc d'études visant des procédés à appliquer directement aux combustibles REP*. Ces procédés pourraient être adaptés ultérieurement aux MOX*.

Dans son deuxième rapport, la Commission a fait le point sur les recherches entreprises par le CEA dans le cadre des programmes PURETEX* et ACTINEX*. Dans le programme ACTINEX*, on étudie des procédés divers, constituant des briques élémentaires (DIAMEX*, SESAME*, séparation du césium, etc.) qui seront assemblées, le jour venu, pour proposer un procédé cohérent dont l'architecture dépendra de la stratégie de gestion des déchets nucléaires retenue. Pour le programme ACTINEX*, il y a eu une consolidation des principaux résultats expérimentaux dont la Commission a fait état dans son rapport n° 2. La Commission avait émis des recommandations visant d'une façon générale à poursuivre avec détermination les actions entreprises, qui lui paraissent de nature à aboutir à un procédé de séparation original, intégrant un procédé PUREX* rénové (séparation de l'uranium et du plutonium prenant en compte les avancées de PURETEX*), et conduisant aux éléments séparés suivants : neptunium, technétium, iode, (zirconium) d'une part, puis américium, curium et produits de fission d'autre part. Par ailleurs, elle avait noté la possibilité de séparer le césium des produits de fission avec les calixarènes de type couronnes. Le CEA a pris acte de ces recommandations.

La Commission note que les programmes se développent et que l'installation des laboratoires chauds d'Atalante* se poursuit selon le programme présenté antérieurement à la Commission ; ces installations devraient entrer en service dans leur totalité en l'an 2000.

Des précisions ont été apportées par le CEA sur le calendrier des étapes significatives des programmes qui correspondent à la faisabilité scientifique et à la faisabilité technique. Elles permettront de juger en temps utile l'avancement de ces programmes.

Pour le programme PURETEX*, qui vise à optimiser la gestion des déchets secondaires produits actuellement en fin de cycle, les faits marquants ont porté sur :

* Termes définis dans le glossaire

- l'utilisation de nouveaux réactifs organiques conduisant à de nouvelles gestions des effluents et à une diminution des déchets solides engendrés,
- un nouveau traitement de décontamination des coques fondues par des sels fondus. La voie électrochimique par oxydation anodique a été poursuivie. Ces deux voies donnent des premiers résultats encourageants, l'objectif ambitieux visé étant selon le CEA un déclasserment des coques en déchets A,
- l'incinération-vitrification de certains déchets combustibles.

Par ailleurs, les développements en modélisation moléculaire menés dans le cadre de la DCC* et du GdR PRACTIS* ont commencé à donner des résultats permettant de poursuivre la recherche raisonnée et l'expérimentation de molécules de diamides optimisant l'extraction de l'américium, du curium et des lanthanides. Ainsi, une nouvelle molécule a été sélectionnée, puis testée. Rappelons que la modélisation des composés de calixarènes substitués a guidé la synthèse des calixarènes de type couronnes, spécifiques pour l'extraction du césium. Aujourd'hui, on sait extraire sélectivement le césium de milieux basiques, neutres ou acides riches en sodium et contenant aussi des actinides et des produits de fission.

Le procédé DIAMEX* a été amélioré en éliminant les interférences avec certains éléments. La collaboration du CEA sur l'étude de ces molécules s'est étendue de l'Europe au Japon et à la Russie.

Les études sur le procédé SESAME* ont progressé. La séparation sélective de l'américium à partir de solutions complexantes a été réalisée par deux voies : la nanofiltration des complexes d'américium tétravalent et l'extraction par solvant de l'américium hexavalent. Ces études sont conformes au programme présenté à la Commission.

Parallèlement à ces recherches programmées, le CEA conduit des expériences sur la séparation des éléments transuraniens, notamment de l'américium et du curium, dans des milieux très particuliers, par exemple riches en ferri- et ferro-cyanures. Il s'agit de recherches de nature fondamentale, très prospectives pour l'instant.

* Termes définis dans le glossaire

Pour ce qui concerne le programme SPIN* (PURETEX* et ACTINEX*), la Commission renouvelle les recommandations faites dans son précédent rapport et souhaite notamment le respect de l'échéancier de la mise en service des installations ATALANTE*, présenté par le CEA.

Dans le cadre du GdR PRACTIS*, des recherches destinées à soutenir la modélisation moléculaire, dont il a été question dans ACTINEX*, ont été développées à LURE* (Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Synchrotron installé à Orsay). Un système expérimental de spectroscopie d'absorption des rayons X pour l'étude de l'ordre local des actinides en solution et à l'état solide (et aux interfaces) a été installé auprès de ce grand instrument. Il permet de travailler sur les actinides ; les premières expériences ont porté sur l'uranium et le plutonium.

4.1.2.2 Physico-chimie des cibles d'incinération pour réacteurs

Tant qu'il s'agit de recyclage homogène* des actinides mineurs dans les REP* ou les RNR* (neptunium et éventuellement américium), la préparation des "*cibles*" constituées d'ajouts d'oxydes en faibles proportions aux combustibles standard UOX ou MOX ne conduit pas à des problèmes nouveaux de chimie du solide, qui ne soit connus et résolus. La fabrication est maîtrisée industriellement, ou pourra l'être.

En revanche, pour un recyclage hétérogène*, dans les RNR* par exemple, de l'américium, il faut préparer d'une part une matrice dite inerte (sans uranium pour éviter la formation d'actinides et de produits de fission) et, d'autre part, un composé réfractaire de l'élément. Quand on les réunit, la matrice peut former, avec le composé réfractaire, des solutions solides ou des composites. Le composé peut être aussi utilisé seul. Les études sont moins avancées dans ce domaine.

Les critères de choix des matériaux sont fixés par la neutronique, l'adéquation matrice hôte/radionucléide, la compatibilité avec les gaines ou le caloporteur, la tenue à l'irradiation, les propriétés thermiques, et enfin par l'aptitude au retraitement. Ce dernier point ramène à d'autres problèmes déjà évoqués, sauf dans le cas d'un monorecyclage.

* Termes définis dans le glossaire

A cet égard, pour éviter les problèmes aigus de manipulation du curium produit au fur et mesure que l'on incinère l'américium, on pense laisser les cibles d'américium très longtemps dans le réacteur de façon à incinérer au maximum, par fissions cumulées, les deux éléments. Ces cibles iraient ensuite aux déchets.

Le CEA étudie actuellement plusieurs composés d'américium : oxydes et nitrures simples ou mixtes, mais leur synthèse et leur qualification pour être introduits dans une cible (ou devenir eux-mêmes une cible) demandent des recherches et des équipements pour travailler sous rayonnement, comme la Commission l'avait signalé dans son rapport précédent. Le CEA étudie aussi des matrices inertes à base d'oxydes simples ou mixtes, de nitrures simples ou mixtes, de métaux, dont la synthèse, en revanche, ne nécessite pas d'équipements spéciaux.

Concernant les produits de fission à vie longue susceptibles d'être transmutés dans un flux de neutrons lents, les connaissances sont à des stades très contrastées. Le technétium peut être facilement obtenu à l'état métallique et ne pose pas de problème. Le CEA/DCC* a une bonne expérience de la chimie de cet élément. Par contre, peu de recherches semblent porter sur les composés d'iode susceptibles de constituer une cible.

Les recherches sur le retraitement des cibles, dans le cas du multirecyclage, nécessitent des adaptations des procédés retenus pour le retraitement des UOX*, comme cela a déjà été mentionné.

La Commission recommande que les études déjà entreprises par le CEA sur la synthèse des cibles d'incinération et de transmutation se poursuivent. Elle souhaite que l'état de la question lui soit présenté en cohérence avec quelques scénarii de transmutation choisis pour leur crédibilité technologique, dès que des résultats tangibles seront acquis.

Beaucoup de problèmes évoqués à propos des cibles d'incinération sont communs avec ceux de conditionnements spécifiques d'éléments séparés par exemple, car il s'agit, en fait, de chimie du solide portant sur des matériaux d'intérêt nucléaire pour l'aval de cycle. Quelques problèmes sont examinés dans le cadre de collaborations bilatérales CEA-CNRS, mais il conviendrait de regrouper, d'harmoniser et d'étendre ces collaborations. Cela pourrait être fait au sein du programme PACE* du CNRS* (Programme Aval du Cycle Electronucléaire).

* Termes définis dans le glossaire

La Commission recommande la création au sein de PACE* d'une structure apportant un soutien de recherche fondamentale dans la synthèse de composés solides à applications particulières dans l'aval du cycle.

4.1.2.3 Futurs problèmes de chimie pour les systèmes hybrides sous-critiques

D'un point de vue chimique, on peut classer les assemblages sous-critiques des systèmes hybrides dédiés à l'incinération des actinides et à la transmutation de produits, en particulier, de fission actuellement envisagés en deux catégories : ceux qui utiliseraient comme combustible cible des oxydes et ceux qui utiliseraient comme combustible cible des métaux.

Dans la version la plus étudiée, celle que préconise le groupe du CERN* animé par Carlo Rubbia, les deux types de systèmes feraient appel au thorium comme combustible d'appoint et au plomb fondu comme caloporteur et comme cible de spallation.

Ces deux éléments retrouvent ainsi au plan de la chimie un regain d'intérêt. En particulier, le plomb liquide est un milieu assez corrosif s'il contient des traces d'oxygène et il convient d'étudier son interaction avec les métaux de structure des assemblages sous-critiques et les matériaux constituant les combustibles. Ce programme devrait être engagé dès 1997 dans le cadre de GEDEON* car les données de base font largement défaut.

Le cas du thorium est envisagé ci-dessous.

Pour la première catégorie de systèmes hybrides, utilisant des combustibles cibles à base d'oxyde, les problèmes sont communs avec ceux mentionnés ci-dessus. Toutefois une attention particulière doit être portée à l'oxyde de thorium, par exemple du point de vue du retraitement. L'utilisation de l'oxyde de thorium comme combustible nucléaire a déjà fait l'objet de développements dans le passé et il est utilisé actuellement pour des réacteurs expérimentaux haute température ; le procédé THOREX* (analogue au procédé PUREX*) a été utilisé (sous différentes variantes) pour séparer le thorium et l'uranium des produits de fission. Ce procédé devrait être adapté, voire modifié, pour le retraitement poussé de combustibles de thorium renfermant au départ de fortes proportions de plutonium et/ou d'actinides mineurs. Un programme européen, auquel participent le CNRS, le CEA, dont l'IPSN, est en cours sur la définition des caractéristiques d'un cycle au thorium.

* Termes définis dans le glossaire

Pour la deuxième catégorie de systèmes hybrides, à base de combustibles métalliques, il s'agit d'une part, d'examiner la chimie des alliages de thorium et d'étudier leur compatibilité avec les gaines (corrosion) et, d'autre part, de développer des procédés de pyrométallurgie et/ou d'électropyrométallurgie en sels fondus pour retraiter rapidement les combustibles. En effet, il paraît peu justifié, du point de vue de la chimie, dans le cas de combustibles métalliques, de repasser par une voie de chimie aqueuse de retraitement. Au contraire, cette voie pourrait être une voie complémentaire prolongeant la voie aqueuse classique de retraitement.

Certains pays étudient, malgré les difficultés liées au procédé, la chimie des actinides et produits de fission en sels fondus : Etats-Unis, Japon (en collaboration avec les Etats-Unis) et Russie. Aux Etats-Unis, ces études étaient, et sont encore, en relation avec le développement de réacteurs rapides à combustibles métalliques suffisamment souples pour brûler en continu l'uranium et les éléments transuraniens qu'ils produisent (réacteur de type IFR* - Integrated Fast Reactor). Pour cela, il faut continuellement retraiter le combustible dès sa sortie du réacteur et refabriquer du combustible métal. Actuellement, des recherches sont aussi orientées vers le retraitement de combustibles oxydes par la mise en solution dans les sels fondus. Les russes en revanche, ont pratiqué le retraitement direct des oxydes. Les généralités sur la chimie du retraitement par pyro- et électropyrométallurgie en sel fondus sont données dans l'annexe 6.

L'installation pilote de pyro- électropyrométallurgie qui existe à Argonne a été choisie comme référence par Carlo Rubbia pour asseoir, au plan de la chimie, son projet de système hybride dédié à l'incinération des actinides (neptunium, plutonium, américium, curium) des combustibles d'un parc de réacteurs REP*. Ce système nécessite la préparation par électropyrométallurgie d'un alliage métallique de ces éléments avec le thorium et le recyclage (multirecyclage) de ce combustible une fois irradié.

Les principes mis en oeuvre à Argonne sont simples. Si on part de combustibles usés métalliques, on les oxyde pour qu'ils se solubilisent dans un chlorure fondu contenu dans un électrolyseur. Au contraire, si on part de combustibles usés type UOX* ou MOX* on les met en solution dans le sel en les réduisant préalablement avec du lithium métallique. On réalise le dépôt cathodique de l'uranium sur de l'acier, celui des transuraniens (neptunium, plutonium, américium, curium) et des autres métaux nobles sur une cathode de cadmium liquide où ils se dissolvent et d'où, ensuite, on peut les récupérer sous forme métallique.

* Termes définis dans le glossaire

Tous les produits de fission sont dirigés dans deux flux de déchets, l'un métallique et l'autre de type céramique (cf annexe 6).

Il est clair que beaucoup de recherches restent à faire pour arriver à un procédé industrialisable. Celles qui sont en cours portent sur des dizaines de kilogrammes de matière et les projets visent la centaine de kilogrammes. Pour ce qui concerne les déchets ultimes, objets de débats, il convient de mieux définir leur composition pour apprécier le gain d'un retraitement en sels fondus.

L'utilisation de combustibles ou cibles métalliques au thorium pose des problèmes particuliers et nécessitera de nouvelles recherches sur l'électrochimie de cet élément en chlorures fondus ainsi que sur l'électrochimie du protactinium, actinide qui apparaît, en quantité notable, dans le cycle du thorium.

En raison des avantages de ces méthodes, une voie de recherche consisterait à coupler de telles opérations en fin de ligne du retraitement industriel par voie aqueuse.

A cet égard, la matière de départ pourrait être constituée par les calcinats de produits de fission actuels du procédé PUREX* ou ceux d'un procédé PUREX* amélioré ayant déjà séparé le neptunium et le technétium. Dans ces conditions, on s'affranchirait de la grande quantité d'uranium et de plutonium déjà séparés. Le CEA-DCC examine d'ailleurs depuis 1994 une piste dans ce sens en reprenant des milieux et une technologie qu'il a déjà utilisés par le passé. Le programme porte sur une reprise des calcinats des solutions de produits de fission en milieu fluorures fondus et leur traitement pour isoler, in fine, l'américium et le curium par pyrométallurgie (cf annexe 6). Cette voie apparaît réaliste dans le contexte français du retraitement .

L'expérience française, en électropyrométallurgie dans les sel fondus, existe au CEA-DAM* qui maîtrise la désamériciation et la purification en impuretés et éléments d'alliage par électro-raffinage du plutonium militaire en milieux chlorures fondus à l'échelle du kilogramme. Il partage cette technologie avec Los Alamos et probablement quelques autres rares centres nucléaires dans le monde. Le CEA-DAM* maîtrise aussi la fabrication du plutonium métallique par voie pyrométallurgique à partir de l'oxyde de plutonium par fluoration, puis calciothermie.

La chimie et l'électrochimie des actinides et produits de fission en sels fondus pourraient prendre de l'importance dans le nucléaire si des combustibles et cibles métalliques étaient

* Termes définis dans le glossaire

utilisés, notamment dans le cadre d'un système sous-critique destiné à l'incinération. Elles pourraient aussi intervenir en complément du retraitement actuel pour développer un retraitement poussé par la voie chlorure ou fluorure fondus pour lesquelles le CEA a déjà une expérience.

Il apparaît à la Commission que le développement de ce domaine doit être examiné de façon plus approfondie qu'il ne l'a été à ce jour ; après identification des voies possibles, une réflexion stratégique doit être menée rapidement. A l'issue de celle-ci, la Commission souhaite être informée sur les compléments d'études envisagés pour le retraitement et sur les orientations (voie oxyde ou/et voie métal) pour les systèmes hybrides, ainsi que sur les possibilités d'expérimentation qui pourraient être réunies en France et les collaborations envisageables avec des pays étrangers dans ces domaines.

4.2 Axe 2 - Possibilités de stockage dans les formations géologiques

Les recherches actuelles, portant sur l'axe 2 de la loi, autres que celles sur les sites des laboratoires souterrains exposées au chapitre 5, concernent :

- la composition et la mise en forme de matériaux de barrières ouvragées, l'acquisition de leurs caractéristiques, et leur comportement à long terme,
- les mesures et les développements de l'instrumentation et des capteurs,
- la géochimie et la migration des éléments, dans le champ proche et lointain, abordées à partir d'études de laboratoire et des études sur le terrain, en particulier celles sur les analogues naturels, et modélisées par les codes de calcul,
- les exercices de sûreté.

Dans un souci de clarté, le comportement à long terme des matrices de conditionnement (verres nucléaire, bétons, bitumes et oxydes irradiés), et celui des conteneurs des colis de déchets, sont traités dans la partie «Axe 3 » de ce même chapitre.

L'évaluation ci-après ne porte que sur les quelques points importants présentés à la Commission et les résultats nouvellement acquis dans les recherches à caractère prospectif.

4.2.1 Comportement des argiles dans les barrières ouvragées

La tenue de barrières ouvragées environnant les colis, vis-à-vis de cycles d'hydratation-déshydratation et vis-à-vis des flux des espèces chimiques issues des colis, sera un élément déterminant dans l'appréciation de la robustesse et donc de la sûreté d'un stockage. Au stade des réflexions actuelles, le constituant majeur sera une argile compactée. C'est pourquoi, des études ont été entreprises sur l'argile dite FoCa,* largement étudiée par ailleurs, pour déterminer son gonflement en fonction de la taille des pores, taille qui dépend de la compaction initiale. Cette hydratation, selon les premiers résultats expérimentaux, est réversible. Un point important à étudier est la saturation des argiles par les sels solubles lixiviés à partir des enrobés bitumes (voir Chapitre 6.3).

L'étude des caractéristiques de barrières ouvragées actives à base d'argile renfermant des dopants comme des apatites*, pour retenir des anions, ou renfermant des sels assurant des fonctions thermo-hydratantes sous l'influence de l'augmentation de la température, ont débuté.

Ces recherches sur la tenue des argiles de barrières ouvragées ne peuvent être menées indépendamment du concept de stockage et des formulations et d'expérimentations en vraie grandeur dans des laboratoires souterrains méthodologiques français et étrangers. Pour le comportement des bétons éventuellement utilisés dans les barrières ouvragées, on se reportera à la partie « Axe 3 » de ce chapitre.

4.2.2 Géochimie, champs proche et lointain

Dans le domaine de la géochimie, un effort important a été fait sur l'étude des colloïdes dont on sait qu'ils sont présents dans les eaux naturelles, colloïdes plutôt inorganiques (silice, silicates, oxydes de fer et carbonates) dans les eaux granitiques et essentiellement organiques (acides humiques et fulviques*) dans les eaux sédimentaires argileuses. A ce jour, on ne connaît pas encore bien le rôle dévolu à ces colloïdes dans le transport des radionucléides. Quelques données de base concernant leur interactions avec les radionucléides et avec la surface des minéraux et de leur transport ont été obtenues. Des études plus approfondies sur leur rôle et les mécanismes d'interaction sont nécessaires.

Le second sujet relevant de la géochimie concerne l'origine des teneurs élevées en anions chlorure dans les eaux profondes (eau de Vienne par exemple) et l'étude de l'évolution de la composition chimique des eaux en éléments majeurs et traces au contact des minéraux du granite et des phases altérées de cette roche. Il s'agit de déterminer d'une part, si

* Termes définis dans le glossaire

l'évolution des eaux dans le site de la Vienne est conforme à celle observée à l'aide de modèles validés sur d'autres massifs granitiques et, d'autre part, dans les sites sédimentaires, d'identifier les minéraux qui contrôlent la composition des eaux argileuses. Une importante expérimentation pour soutenir ces recherches et fournir des eaux représentatives pour des expériences a été mise en place (module eau à Cadarache). Des collaborations internationales permettent des comparaisons (Aspö*, Mol*). Toutefois ce sont les recherches en laboratoires souterrains, après définition du concept de stockage, qui feront progresser les connaissances dans ces domaines.

Les études microscopiques et isotopiques sur des matériaux d'analogues naturels tels que des minéraux de colmatage des fissures ou de matière organique, fournissent des renseignements sur les circulations antérieures des fluides, sur les possibilités de rétention ou de désorption des radionucléides ainsi que sur les effets des rayonnements dans des conditions qui simulent un environnement d'un stockage profond. A cet égard, plusieurs analogues naturels ont été étudiés : mines d'uranium et zones de réacteurs fossiles d'Oklo* et d'Okelobondo*. Les apatites* présentes dans le site d'Oklo* ont par exemple cristallisé lors des réactions nucléaires et ont incorporé les éléments stables ou radioactifs issus de la fission nucléaire. Par la suite, des événements thermiques (montée d'un magma) ont perturbé le milieu. Par ailleurs, les doses de rayonnements intégrées sur le temps par les apatites* ont été considérables et sont comparables à celles d'un environnement de stockage de déchets nucléaires.

Ces travaux sont souvent conduits dans le cadre de recherches internationales sous l'égide de la Communauté Européenne.

Toutes ces études visent à une meilleure connaissance du champ lointain. Pour ce qui concerne plus spécifiquement le champ proche, les études, déjà évoquées par la Commission, se poursuivent. Elles concernent le transport de matières et la diffusion des gaz dans l'argile FoCa*, la rétention des éléments sur les argiles et les expérimentations effectuées dans le cadre du projet MIMICC*.

Le passage de l'hydrogène dans les argiles insaturées est un axe de recherche étudié en collaboration avec PNC* au Japon, dont le développement mérite d'être poursuivi. D'une

* Termes définis dans le glossaire

* Terme défini dans le glossaire

façon générale, la production et l'évolution des gaz dans un stockage doivent être examinées et la Commission souhaite être tenue informée des recherches dans ces domaines.

Il faut signaler également les premiers développements concernant des méthodes physiques non destructives (par exemple radar haute fréquence) pour reconnaître des fissures à quelques mètres de distance dans un massif granitique.

4.2.3 Codes et modélisations

La Commission avait déjà abordé ces sujets de recherche dans ses précédents rapports.

La simulation sur ordinateur est un outil potentiel important pour l'étude et la validation d'un site de stockage de déchets radioactifs renfermant de nombreux radionucléides. Toutefois, elle se heurte aux problèmes suivants :

- un très grand nombre de phénomènes doivent être pris en compte : les radionucléides, le colis, la barrière ouvragée, les infiltrations d'eau, la diffusion des éléments dans la géosphère et la biosphère, les changements climatiques...,
- certains phénomènes sont mal connus, d'autres le sont mieux sans toutefois que l'on dispose de toutes les valeurs numériques des paramètres mis en jeu,
- quelques phénomènes à appréhender, comme la tenue des bétons sur de longues périodes, la convection dans les milieux poreux et les roches fissurées (géosphère), relèvent de la recherche fondamentale et peuvent nécessiter l'utilisation d'ordinateurs de très grandes tailles,

S'il est vrai que pour toutes ces raisons, la simulation ne peut pas dès à présent donner des résultats suffisamment précis, il est néanmoins raisonnable de penser que des progrès considérables seront obtenus dans la prochaine décennie. Il faut donc s'y préparer en stimulant la recherche, en élevant le niveau scientifique des acteurs, en participant aux ateliers et colloques internationaux, en coopérant avec d'autres organismes de recherches (Instituts du pétrole, des mines, des constructions d'ouvrage souterrain par exemple) qui doivent traiter des problèmes similaires mais avec des finalités différentes, etc...

Actuellement, il semble que la simulation numérique soit utilisée par les acteurs de la loi de manière inégale, avec des modèles souvent trop simples, des hypothèses peu réalistes et sans souci concerté d'homogénéisation ou d'amélioration. Les calculs dits de sûreté de l'ANDRA par exemple, ne sont pas à la pointe de ce qui se fait dans d'autres pays (Canada, Suède, Suisse par exemple). Un grand nombre de codes, semble-t-il, sont développés pour des besoins ponctuels voire dans plusieurs équipes sans concertation ni confrontation ; certains calculs sont également sous-traités.

Il faudrait donc désigner une équipe de chercheurs disposant de l'ensemble des compétences en calcul numérique, en physique, en chimie et en informatique avec pour mission d'intégrer la chaîne complète des phénomènes de migration et d'évolution depuis le colis, les barrières jusqu'à la géosphère et la biosphère. Il serait aussi logique que l'ANDRA ait en son sein des scientifiques capables d'analyser les mécanismes mis en jeu, de comprendre et de participer aux développements des outils ainsi que de les manipuler.

Il serait raisonnable enfin d'avoir un plan, à cinq ans par exemple, pour le développement de la chaîne numérique pour la simulation. En effet, si l'on attend que les outils soient au point, la promotion de la recherche nationale sur ce sujet ne sera pas assurée car on la prive des contacts avec les applications effectuées dans d'autres pays et, de plus, on court le risque d'un retard technologique qu'il sera difficile de combler plus tard car on aura mis l'accent seulement sur la physique, la chimie et les expériences ; il faudra donc, par la suite changer les mentalités dans les équipes afin de les amener à raisonner sur la modélisation et inclure dans les modèles des valeurs de paramètres dont certains n'auront peut être pas été acquis, voire même pas pris en considération.

En conséquence, la Commission recommande fortement qu'après un inventaire des besoins et une prise en compte du savoir-faire national et international, les acteurs de la loi mettent en place d'une part, un plan quinquennal de développement à intégrer dans le plan-programme des recherches sur la loi et, d'autre part, suscitent l'émergence d'une équipe de recherche compétente afin que tous les organismes développent les moyens adéquats jugés nécessaires selon une logique visant à intégrer les mécanismes concernés puis les résultats issus des expérimentations.

4.2.4 Mesures et instrumentation

Les développements analytiques en soutien aux recherches de l'axe 2 (géochimie - migration - hydrologie...) nécessitent la détermination de très faibles concentrations d'éléments stables ou de radionucléides à vie longue. Elles sont effectuées en laboratoire et demandent la mise en oeuvre d'une instrumentation complexe qui doit être souvent adaptée aux besoins. La reconnaissance du milieu géologique en profondeur nécessite, en revanche, des mesures in situ et par conséquent une instrumentation et des protocoles particuliers (fibre optique hectométrique ou plus, prélèvements conservatifs à distance). Enfin, la réversibilité des stockages et l'entreposage à long terme appellent dans leur principe une instrumentation de surveillance sur des temps longs ; ceci nécessite de concevoir puis de réaliser une instrumentation idoine.

La Commission considère que ces recherches, en particulier les mesures à distance, méritent dès maintenant un développement continu. Elle souhaite aussi être informée sur leur état d'avancement actuel et sur le programme retenu pour le développement de l'instrumentation et des capteurs dans les laboratoires souterrains.

4.2.5 Conclusion

Les recherches concernant l'axe 2, autres que celles visant à la sélection des sites pour réaliser les laboratoires souterrains examinées au chapitre 5, ont pour objectifs :

- de connaître le comportement à long terme des colis, et cela pour des échelles de temps aussi lointaines que possible,
- de préparer l'expérimentation en laboratoire souterrain pour évaluer les caractéristiques géologiques, hydrogéologiques et géochimiques pour les sites de stockages potentiels,
- de préparer l'expérimentation à réaliser en laboratoire souterrain pour étayer et qualifier un concept de stockage.

Ces recherches sont nombreuses, diverses et interdépendantes ; elles sont souvent conduites avec des finalités différentes : fondamentale ou opérationnelle.

Elles sont actuellement placées sous l'autorité de l'ANDRA et exécutées par de nombreux acteurs dans le cadre de collaborations nationales et internationales. Le CEA y prend une part importante. A ce jour, les deux objectifs poursuivis sont, sur le plan du stockage, la réduction du retour des radionucléides aux exutoires du stockage et , sur le plan de la

démarche, la possibilité de modéliser au mieux pour le long terme la migration des radionucléides jusqu'à la biosphère.

La cohérence de l'ensemble des recherches apparaît actuellement dans la description des programmes. Toutefois, la concrétisation et l'avancement des études sont plus difficiles à cerner pour l'instant. Il est nécessaire d'opérer quelques choix après la définition des concepts de stockage, comme par exemple celui des barrières ouvragées, pour permettre d'évaluer l'agencement et le déroulement des recherches.

La Commission renouvelle sa recommandation antérieure de veiller à l'unité dans la programmation, la coordination et l'encadrement de toutes ces recherches en support à la faisabilité du stockage profond. Par ailleurs, il importe, après le choix du concept de stockage, que soit présenté à la Commission un programme d'étude cohérent sur le champ proche et les barrières ouvragées qui prenne en compte les matériaux candidats et un terme source réaliste.

4.3 Axe 3 : Conditionnements, entreposage, stockage direct

Le conditionnement s'adresse aux déchets ultimes dont beaucoup résultent de traitements préalables des matières radioactives liquides ou solides. Il a pour but de les confiner dans des matrices et des conteneurs résistant au couplage d'agressions multiples : mécaniques, chimiques et dues aux radiations ionisantes. Bien qu'il n'existe pas encore de spécifications précises pour les colis destinés au stockage géologique, on cherche le meilleur confinement possible des radionucléides tout en prenant en compte, bien entendu, les critères de faisabilité industrielle et de coût.

La recherche de nouveaux conditionnements est justifiée par le souci :

- de diminuer la nocivité des déchets à entreposer et à stocker,
- de diminuer de façon importante les volumes de certains déchets dispersables et incinérables, liquides ou solides, conduisant aujourd'hui à des déchets A ou B,
- d'envisager, à terme, la réduction voire la suppression des rejets de radionucléides, comme l'iode, par des traitements et des conditionnements appropriés,
- de régler le devenir de déchets B, entreposés actuellement en vrac, qui sont potentiellement dispersables. Les déchets B non conditionnés représentent 60 % de cette catégorie. Ils sont de natures très diverses et leur conditionnement doit être étudié au cas par cas. Deux voies sont

envisagées par les producteurs : d'une part, un conditionnement pour le court terme avec des matrices traditionnelles afin d'assurer la sûreté des entreposages (cette opération ne prend pas en compte systématiquement les performances requises à long terme) et, d'autre part, une mise en conteneur de haute intégrité pour entreposage à long terme dans l'attente d'un procédé innovant arrivé à maturité industrielle. Ces deux démarches ne répondent pas nécessairement aux soucis de réduction de volume,

- et finalement de conditionner spécifiquement certains radionucléides séparés dans le cadre des futures stratégies de Séparation-Transmutation* et de Séparation-Conditionnement*. Ces recherches s'appliquent à l'iode dans les apatites*, au césium dans la néphéline* ou les britholites* et aux actinides dans les vitro-cristallins* ; cette liste de matrices n'est pas exhaustive et d'autres combinaisons minérales pourraient présenter des caractéristiques d'un intérêt particulier.

La Commission est consciente de l'avis de certains acteurs de la loi, hostiles aux recherches sur une éventuelle stratégie de Séparation-Conditionnement*. Elle considère cependant que cette démarche ouvre de nouvelles possibilités de confinement des déchets B et C ; de telles recherches sont de nature fondamentale et pluridisciplinaire.

On voit clairement apparaître ici deux orientations dans les recherches de nouveaux conditionnements, celle pour les déchets B visant des objectifs de réalisation industrielle à court ou moyen terme et celle pour des éléments séparés visant le long terme.

Tous les nouveaux conditionnements à l'étude comportent un traitement à haute température qui a l'avantage essentiel de détruire les composés organiques, sources potentielles de complexants, et de faire participer les radionucléides présents dans les déchets aux phases cristallines de la matrice. En général, cela confère aux matériaux obtenus un grand pouvoir de confinement et une grande inertie chimique. Deux voies sont ouvertes : céramisation et fusion.

Les études liées au stockage direct des combustibles irradiés sont également traitées dans ce chapitre car les problèmes qui se posent et qui concernent essentiellement les colis et leur entreposage. En effet, la matrice de conditionnement, l'oxyde irradié, reste en l'état après avoir séjourné en réacteur ; de plus, il est nécessaire d'attendre une décroissance thermique des combustibles (UOX* - MOX*) avant leur conditionnement, puis leur évacuation éventuellement précédée d'un entreposage de longue durée.

* Termes définis dans le glossaire

* Termes définis dans le glossaire

Dans ses précédents rapports, la Commission a évalué les recherches conduites dans ces différents domaines et formulé ses recommandations. Dans ce rapport, une place particulière est donnée aux recherches qui concernent le bitume (chapitre 6.3) et les oxydes en tant que matrice de conditionnement (4.3.4) ; en effet, elles ont fait l'objet de plusieurs auditions des acteurs de la loi.

Des collaborations pluridisciplinaires existent dans le domaine du conditionnement entre le CEA, le CNRS et les universités, notamment sur les verres.

4.3.1 Traitement des déchets, analyse, caractérisation et expertise

Ces recherches sont effectuées principalement par le CEA en soutien au secteur industriel.

4.3.1.1 Traitement à haute température

Plusieurs procédés de traitement d'effluents liquides sont à l'étude pour remplacer les procédés de coprécipitations générateurs de grandes quantités de boues : procédés électrolytiques, membranaires et biologiques (élimination des nitrates avant rejet). La décontamination de déchets alpha métalliques par électrolyse semble maintenant suffisante pour déclasser certains de ces déchets en catégorie A. Les études de traitement des solutions électrolytiques pour le conditionnement des émetteurs alpha sont en cours.

Un accent est mis sur la vitrification, la céramisation ou vitro-céramisation de divers déchets (concentrats, résines, cendres d'incinération, etc...) par traitement en creuset froid, torche à plasma à arc transféré entre une électrode et un bain de verre, micro-ondes. Ces techniques sont actuellement maîtrisées en milieu non radioactif et au stade pilote par le CEA. Un prototype de torche à plasma, en milieu radioactif, va entrer en expérimentation à Cadarache. La Commission a déjà signalé que le CEA maîtrisait la technologie dite du creuset froid qui consiste à chauffer par induction directement les déchets à fondre. Ces techniques permettent une grande flexibilité de traitement de diverses matières, une réduction de volume et l'obtention d'un résidu offrant une bonne capacité de confinement (verre, lave, céramique...). Toutefois, il est nécessaire de traiter les gaz et poussières qui génèrent des déchets secondaires. Ce problème rejoint celui du traitement des gaz des incinérateurs. Les chlorures gazeux, comme le chlorure de zinc, sont particulièrement gênants. Un procédé, mis au point récemment, permet de transformer ce dernier en phosphate de zinc parfaitement inerte.

Bien qu'il s'agisse, dans les situations traitées, de déchets pouvant aller pour la plupart en stockage de surface, ces développements technologiques sont importants car la réduction de volume génère dans certains cas de nouveaux déchets de type B. Par ailleurs, ces technologies pourraient être transférées au traitement de déchets B actuels pour en réduire encore les volumes.

La Commission souhaite être informée d'une façon globale sur le développement de ces études et sur les résultats acquis.

4.3.1.2 Caractérisation radioactive des colis

- La caractérisation radioactive a pour objectif de connaître l'activité des émetteurs alpha (actinides) ou des émetteurs à vie longue comme l'iode ainsi que leur localisation dans les colis de déchets conditionnés, homogènes ou hétérogènes. Des mesures non destructives comme les mesures tomographiques de rayonnement gamma ou de rayonnement neutronique (interrogation neutronique active ou passive ou interrogation photonique) sont utilisées à cet effet. Les recherches portent sur la mise au point des méthodes pour les diverses matrices de déchets et sur l'amélioration des seuils de détection. Ces techniques s'appliquent aux colis anciens et aux colis de grand volume. Un effort particulier est développé pour déterminer l'activité des colis de coques compactées.

Concernant les autres caractéristiques (physiques, mécaniques, altérabilité...), un développement sera nécessaire dès que les spécifications des colis auront été établies.

4.3.1.3 Expertises

L'expertise des déchets par le CEA a porté :

- sur les coques compactées : taux de dégagement des gaz et des radionucléides volatils et mesures de lixiviation des radionucléides,
- sur l'inventaire radiologique des chemises en graphite de Saint Laurent des Eaux, notamment la mesure de leur teneur en carbone 14,

- ainsi que sur l'inventaire radiologique et les caractéristiques des bitumes anciens de UP1* (Marcoule), les boues anciennes de la STE2* (La Hague) et finalement sur des échantillons de verres actifs prélevés en 1994 dans l'atelier T7.

Toutes ces mesures, en amont, sont nécessaires pour l'établissement des spécifications de caractérisation des colis admissibles en stockage profond. Elles participent également à la mise en place d'une gestion rigoureuse de la fabrication et de l'entreposage des colis.

4.3.2 Matrices de conditionnement

4.3.2.1 Matrices traditionnelles

L'objectif poursuivi est l'amélioration des conditionnements pour lesquels la technologie est maîtrisée et l'appréhension des mécanismes pour le comportement à long terme des matrices et matériaux dans le stockage.

4.3.2.1.1 Verres nucléaires

Les études en cours, sur les verres borosilicatés, portent sur l'élargissement des domaines de composition du verre R7T7*, sur la modélisation moléculaire de la structure, ainsi que sur les dégâts d'irradiation des verres. Des travaux complémentaires de caractérisation et de spécification des verres fabriqués par l'AVM* de Marcoule sont également en cours.

La caractérisation de verres silicium-aluminium-oxygène-azote chargé à 50 % en néodyme met en évidence une résistance à la lixiviation 100 fois meilleure que celle du verre de référence. Cela résulte du fait que l'azote remplace une partie de l'oxygène et améliore ainsi la tenue du réseau formateur de verre. Les résultats acquis sur les vitrocristallins* pour lesquels on a constaté une meilleure tenue de la phase titanite* et zirconolite* que celle de la phase verre vont se poursuivre dans le cadre d'un programme pluriannuel devant conduire à la fabrication de matériaux radioactifs et à des essais sur un pilote permettant de préparer 50 kg de matériaux à l'aide du creuset froid. Les vitrocristallins* sont assez similaires de par leur propriétés aux matrices traditionnelles mais ils offrent un double confinement et sont assez faciles à réaliser.

La matrice verre est aussi examinée pour le conditionnement de déchets de faible et moyenne activité après calcination des déchets combustibles..

* Termes définis dans le glossaire

Pour le comportement à long terme des verres nucléaires, le CEA-DCC, dans le cadre de nombreuses collaborations nationales (CEA-DSM*, CNRS, Université) et internationales (notamment à travers un contrat de la Communauté Européenne) a consolidé et approfondi les résultats déjà acquis :

- sur la lixiviation dans des conditions extrêmes du verre R7T7* en fonction d'écart à la composition nominale du verre par ajouts des différents oxydes et en fonction de la composition des solutions chargées en sels ou en produits issus de la corrosion des conteneurs et/ou d'une barrière ouvragée type argile : dans ces conditions, l'aluminium augmente la tenue du verre à l'altération tandis que le bore et le sodium la diminuent. Ensuite, et d'une façon générale, la vitesse de lixiviation tend, avec le temps, vers une limite basse ; cependant l'influence de la présence d'argile n'est pas entièrement connue ; elle modifie les taux de lixiviation.

Comme la Commission l'avait souligné antérieurement, l'environnement du verre est un facteur important car il conditionne son comportement à long terme. Dans le cas de l'argile, l'expérimentation doit se poursuivre afin d'élucider définitivement son rôle sur le long terme,

- sur la nature et le rôle du gel formé en surface dans les conditions d'altération : la Commission a noté, dans son précédent rapport, l'importance du rôle protecteur du gel vis-à-vis de l'altération du verre sain et la complexité des études expérimentales nécessaires pour appréhender la structure du gel et la diffusion des espèces chimiques dans ce milieu. Les derniers résultats obtenus montrent qu'en plus du silicium, l'aluminium, le zirconium et le fer participent à la formation du gel et entrent dans sa composition. Des mesures préliminaires directes de la diffusion du silicium sont en accord avec celle prévues par la modélisation, confirmant ainsi la bonne tenue à long terme de cette matrice, fondée sur une faible diffusion du silicium. Les recherches en cours sur la composition et l'évolution du gel se développent conformément aux souhaits de la Commission,

* Termes définis dans le glossaire

- sur les verres actifs issus du retraitement des combustibles à eau légère préparés depuis des années et sur des verres dopés avec des actinides : les résultats obtenus sur ceux du premier type montrent un comportement analogue à celui du verre R7T7*. Les seconds montrent que le thorium est totalement piégé dans le gel ; les résultats sur le piégeage de l'uranium et du neptunium dépendent du pouvoir complexant du milieu lixiviant ; quant au plutonium, il est bien retenu. Dans les solutions, en contact avec les verres, seul le plutonium est à l'état colloïdal et ceci constitue un point important à élucider,
- sur le code PREDIVER* : ce code a été présenté à la Commission l'an dernier. Les nouvelles informations font part d'évolutions avec pour objectif d'aboutir à la prévision du terme source dans le stockage géologique. Pour l'instant, le modèle ne prend pas en compte les propriétés de rétention du gel.

L'avancement des recherches sur les verres est satisfaisant. Cette matrice apparaît, comme l'a souligné la Commission, comme une barrière efficace dans un concept multibarrière. Pour accréditer et conforter ce rôle, les recherches devront se poursuivre. Par ailleurs, la matrice verre est vraisemblablement appelée à une plus large utilisation, tant au niveau national qu'au niveau international, notamment aux Etats-Unis pour les 30 à 50 prochaines années.

Rappelons ici que, selon le CEA, il faudrait cent mille ans pour altérer 10 cm d'un bloc de verre en conditions de stockage si le gel n'est pas protecteur et mille fois plus si le gel est protecteur. Il serait capital de pouvoir vérifier la solidité de cette affirmation.

La Commission renouvelle avec insistance ses recommandations antérieures qui visent à soutenir le domaine de recherche sur la tenue à long terme des verres nucléaires, car l'accumulation des expériences en cours qu'il convient de gérer et l'acquisition de nouvelles données à partir d'expérimentations représentent une lourde tâche. L'avancement dans ce domaine est tributaire des moyens de recherches mis en oeuvre.

Elle note également une volonté d'intensifier les études sur les analogues naturels et anthropogéniques des verres nucléaires. A cet égard, un programme débute. Ces études spécifiques apparaissent comme importantes à la Commission et elle souhaite être informée sur ce point par des états d'avancement réguliers.

* Termes définis dans le glossaire

4.3.2.1.2 Liants hydraulique et matériaux à base de poudre de ciment

Sur le plan technologique, des mises au point de formulation ont été effectuées, afin d'envisager, au cas par cas, la cimentation de certains déchets, comme par exemple les cendres d'incinération.

Sur le plan du comportement à long terme des matrices et des matériaux, les études sur les modifications chimiques complexes accompagnant la dégradation de divers bétons sous les effets conjoints de l'eau, de divers ions agressifs et de l'irradiation (production d'hydrogène) se poursuivent aux plans micro- et macroscopique avec des techniques performantes. Bien que les mécanismes d'altération soient identiques, le comportement des diverses matrices à base de bétons reste toujours spécifique et nécessite des développements particuliers.

On note une progression dans les études de relâchement des radionucléides à vie longue incorporés dans les bétons. Une base de données concernant leur diffusion, leur rétention et les limites de solubilité des espèces au regard de la porosité des bétons est en cours de réalisation.

Les bétons à poudre réactive (BPR^{*}), mis au point avec les chercheurs de la société Bouygues pour réaliser des Conteneurs de Haute Intégrité (CHI^{*}) pour le stockage de surface qui pourraient également servir pour un éventuel conteneurage, surconteneurage des colis de verre, font l'objet d'études approfondies.

La biodégradation des ciments a été examinée dans le cadre d'un contrat de recherche financé par les Communautés Européennes. Il s'agit d'un phénomène complexe, car il se déroule en milieu alcalin qui, a priori, est peu favorable au développement des microorganismes.

Pour comprendre la difficulté expérimentale, on peut rappeler que, selon le CEA, pour altérer 10 cm de ciment CPA^{*} avec de l'eau renouvelée, mille ans sont nécessaires et qu'il faudrait 10 fois plus de temps pour un ciment CLC^{*}.

^{*} Termes définis dans le glossaire

L'effort de compréhension des mécanismes d'altération des bétons continue. Comme il s'agit de problèmes compliqués et compte tenu des importantes quantités de béton qui sont mises en jeu pour le stockage et les colis, la Commission souhaite que lui soit présentée prochainement une synthèse qui explicite les mécanismes de dégradation de matériaux à base de poudres de ciments et les conséquences induites sur et par le champ proche des colis.

4.3.2.1.3 Bitumes

Sur le plan technologique, les travaux ont porté sur la faisabilité d'enrobage des boues de la STE2* de La Hague ; l'ensemble des connaissances et des travaux sont décrits au chapitre 6 (§ 6.3.3).

Les connaissances acquises sur le comportement à long terme des enrobés bitumes sont également présentées en détail au chapitre 6. Elles résultent d'une intensification des recherches dans ce domaine qu'il est indispensable de poursuivre. Les données portées à la connaissance de la Commission concernent :

- la dégradation microbienne dans les milieux aérobie et anaérobie selon une approche théorique de type thermodynamique et une approche cinétique expérimentale limitée aux enrobés STE3* ,
- la dégradation par lixiviation avec et sans radiolyse de ces mêmes enrobés.

Les recommandations de la Commission relative à cette matrice sont consignées dans le chapitre 6.

4.3.2.2 Nouvelles matrices minérales

Des recherches à caractère plus prospectif visent l'acquisition de matrices plus innovantes reproduisant des minéraux naturels de stabilité prouvée sur de grandes périodes géologiques. Le choix de minéraux est large et deux techniques de fabrication peuvent être utilisées : la fusion ou le frittage. Les recherches sont surtout conduites au CEA en coordination avec les industriels et en collaboration avec le CNRS. La Commission a évalué les premiers travaux dans ses précédents rapports.

* Termes définis dans le glossaire

Pour l'instant, il est prématuré de parler de leur qualification pour le long terme car il est nécessaire avant tout d'effectuer, d'ici fin 1997 ou au début de 1998, le choix des matrices candidates. Le champ de ces études n'est pas contraint ; il est nécessaire, toutefois, d'arriver à une faisabilité scientifique en 2001.

Le CEA a préparé 45 kg de Synroc* incorporant 20 % de produits de fission simulé ou 10 % d'oxyde de cérium (analogue de celui du plutonium par fusion) ce qui n'est pas le procédé de fabrication de référence.

C'est la technique du creuset froid qui a été employée comme dans le cas des vitrocéramiques ou des verres réfractaires.

De même, les études de fusion des matériaux métalliques des assemblages de combustibles sont conduites en creuset froid.

Les matrices céramiques*, de type monazites* peuvent être préparées selon deux voies : liquide et solide. La deuxième comporte 3 stades, (au lieu de 6 en milieu liquide), et de plus la technologie est déjà maîtrisée en actif dans d'autres procédés du cycle du combustible. Elle semble donc plus prometteuse. Il reste à comparer, comme cela est en cours, la qualité des matériaux obtenus selon ces deux voies. Des monazites* incorporant de l'uranium à des taux importants (jusqu'à 50 %) ont été préparées et l'étude de leur lixiviation a commencé. Les premiers résultats attestent d'un meilleur confinement de l'uranium par cette céramique que celui mesuré sur des verres.

Le développement des matrices de type apatite* s'effectue selon deux modes de préparation : la céramisation et la cimentation. Pour le premier, en cours d'expérimentation, la céramisation conduit à des britholites*. La seconde préparation, qui est une voie nouvelle dont la mise en oeuvre est plus souple, consiste à incorporer les radionucléides dans l'eau de gâchage du ciment. Le ciment renferme des phosphates de calcium qui, en présence de l'eau et dans des conditions appropriées pour la prise du mélange, conduit à l'hydroxyapatite*, minéral naturel à fort pouvoir confinant.

* Termes définis dans le glossaire

La mise au point de matrices apatitiques incorporant l'iode constitue une application importante. Les iodoapatites* peuvent être frittées. Il est même possible de préparer des céramiques composites en faisant réagir l'iodure de plomb, déchets issus du piégeage de l'iode, avec un excès d'apatite. La réaction conduit à la formation d'une iodoapatite entourée de l'apatite restante.

Suite à l'arrêt pour incident de l'installation de bituminage de Saclay, des recherches pour le remplacement du conditionnement ont été entreprises. Les bitumes fabriqués précédemment étaient agréés pour le stockage de surface. La faisabilité technique et les résultats technologiques pour l'incorporation des concentrats d'évaporateur de la STE de Saclay dans une nouvelle matrice, la néphéline, sont acquis. La quasi totalité des radionucléides et surtout le césium sont incorporés dans la céramique. Leurs vitesses de lixiviation sont au moins cent fois inférieures à celles mesurées dans les mêmes conditions sur un bitume ayant servi à enrober ces mêmes concentrats et de plus, la réduction de volume est cinq fois plus importante. En raison des besoins industriels et des installations existantes, il semble cependant qu'une cimentation ait été finalement préférée au procédé de céramisation. En l'absence d'autre information, la Commission ne peut que le regretter.

Une modélisation atomique des apatites* et monazites* est en cours pour guider l'évolution des expérimentations à réaliser.

Un document de synthèse sur les nouveaux conditionnements est en cours d'élaboration par un groupe de travail de la CST/GD*. La Commission souhaite que ce document lui soit présenté.

Le CEA a aussi défini un procédé de céramisation de boues de coprécipitation des effluents de retraitement (essais en inactif) à haut pouvoir de confinement. La Commission avait noté dans son rapport n° 2 l'intérêt de ces recherches qui consiste à synthétiser des titanates* (constituant du Synroc*). Les performances préliminaires obtenues sur la lixiviation du baryum sont comparables à celle d'un verre et bien meilleures que celle d'un bitume.

* Termes définis dans le glossaire

4.3.2.3 Conclusions - recommandations

L'adaptation des matrices traditionnelles (verre, bitume, ciment) optimisées pour le conditionnement des déchets standardisés à des déchets particuliers est bien maîtrisée. Les procédures d'agrément pour le stockage en surface devront être confrontées avec les spécifications préliminaires des déchets admissibles en stockage géologique.

La Commission souhaite plus particulièrement être tenue informée sur les recherches conduites sur les conditionnements des boues de la STE2 pour lesquelles elle avait fait une recommandation dans son précédent rapport et sur le choix du conditionnement de référence.

Les recherches sur les matériaux de type céramique menées au CEA progressent malgré des moyens limités. Elles se développent tant au plan expérimental que sur la modélisation dans le cadre de collaborations avec d'autres organismes de recherche.

La Commission souhaite être informée des évolutions dans ce domaine et recommande de poursuivre les recherches et de les intensifier. Elle souhaite qu'une coordination accroisse la synergie entre les communautés scientifiques qui travaillent dans les domaines de la chimie du solide et des matériaux de l'aval du cycle. En effet, les recherches sur les céramiques pour conditionnement des déchets et celles pour la fabrication des cibles de transmutation ont des points communs (voir § 4.2.1). Cette recommandation rejoint celle formulée au § 4.1.2.

4.3.3 Entreposages de longue durée

Le terme longue durée n'ayant pas reçu une définition précise, on considère qu'il s'agit d'une durée pouvant atteindre quelques centaines d'années par opposition aux décennies prévues pour les entreposages existants. Les déchets à entreposer sont variés : verres, déchets tritiés, matières en attente d'un traitement spécifique éventuel comme les combustibles etc...

Les principales situations et objectifs justifiant l'entreposage de longue durée sont :

- la réduction de la charge thermique et la décroissance radioactive,
- l'attente d'un stockage profond,
- l'attente d'une solution industrielle adéquate.

Les recherches dans ce domaine ont porté sur les conteneurs de haute intégrité (CHI^{*}) pouvant accepter des déchets B en vrac ; parmi les possibilités explorées : CHI^{*} et CHP^{*} (conteneur de haute performance), c'est la première option qui a été retenue et adaptée. Ce conteneur doit assurer à lui seul, et à l'exclusion de tout autre conditionnement, le confinement des déchets chimiquement stables et inertes pendant la durée de l'entreposage. Il joue le rôle de première barrière.

L'objectif des recherches menées à présent est de définir les conditions de l'agrément du conteneur sur la base de critères sévères comme l'étanchéité du bouchon et un taux zéro de défaillance à 300 ans. Deux options sont examinées : conteneur en fonte issue de la fusion de déchets métalliques très faiblement actifs (fonte recyclée après démantèlement), conteneur en ciment BPR^{*}. De très nombreuses mesures ont été réalisées ou sont en cours sur les qualités intrinsèques des matériaux et leur comportement à des tests mécaniques ou d'étanchéité. Ces mesures montrent une grande robustesse des prototypes. Le cahier des charges et les résultats de l'agrément devraient être prochainement présentés à la Commission.

Pour ce qui concerne les stratégies d'entreposage à long terme, la réflexion s'est poursuivie en 1996 au sein d'un groupe de travail qui a édité un rapport documenté sur la question mais non encore présenté à la Commission. Ce groupe réunissait tous les producteurs de déchets. Il a défini les travaux de recherche et le développement à mener pour les principaux types de déchets. Ce sont, à priori, les problèmes de corrosion qui sont à étudier prioritairement notamment dans le cadre de l'entreposage à sec des combustibles usés pendant une durée d'une centaine d'années, voire plus longtemps (cf § 4.3.4).

Dans le cadre des exercices de sûreté pour ces entreposages, il convient d'examiner un scénario d'abandon (dit hors dimensionnement) associé à la perte de maintenance d'un ouvrage ainsi qu'un scénario d'oubli ; ces situations sont nouvelles en matière d'analyse de sûreté.

* Termes définis dans le glossaire

L'entreposage de longue durée est parfaitement envisageable au plan technologique et, selon le groupe de travail précité, au plan de la sûreté en transposant les principes de sûreté actuels. La Commission réitère sa demande de clarification de la durée d'entreposage pour les déchets et pour le stockage direct ; elle recommande d'engager les recherches sur la tenue à long terme (100 ans et plus) des combustibles usés à sec et des conteneurs destinés aux entreposages de longue durée, afin d'être en conformité avec les différents concepts de stockages qui sont en cours de définition par l'ANDRA.

4.3.4 Stockage direct des combustibles usés

La Commission a auditionné les principaux acteurs du nucléaire sur le stockage direct de combustibles usés. Ces acteurs travaillent, depuis 1992, à un exercice portant sur le stockage direct conventionnel de 20 400 assemblages UOX* et 7 800 MOX* à 8 % de plutonium. Cet exercice a conduit à la rédaction d'un rapport qui présente la démarche utilisée et, d'une façon exhaustive, l'état des connaissances sur tous les aspects à prendre en compte pour un tel stockage ainsi que les axes de recherche à poursuivre. Ce rapport a été rendu public et communiqué à la Commission en septembre 1996.

Cet exercice ne doit pas être confondu avec le programme ANDRA concernant le stockage direct. Cet organisme pilote son propre programme d'études selon un calendrier défini jusqu'en 2001 pour les choix de concepts. En effet, il a déjà pris en compte l'éventualité du stockage direct. L'ANDRA examine des possibilités beaucoup plus larges que celles envisagées dans l'exercice du groupe de travail, afin de permettre une flexibilité dans le choix des solutions de stockage.

L'audition a permis de prendre connaissance des recherches conduites par les différents acteurs, CEA, EDF, ANDRA et IPSN, qui devraient figurer en bonne place dans le plan-programme.

Les points importants sont analysés ci-après dans la perspective du plan-programme qui a été présenté à la Commission.

* Termes définis dans le glossaire

4.3.4.1 Lixiviation

Les expériences du CEA sont réalisées, d'une part sur l'oxyde d'uranium non irradié pour appréhender les mécanismes de lixiviation en milieu réducteur et, d'autre part, sur des lots d'oxydes irradiés pour évaluer le taux de la lixiviation intégrale réductrice en présence de matériaux d'environnement. Dans ce dernier cas, une importante expérimentation a été mise en place en milieu actif. Elle permettra de poursuivre un programme dont les résultats seront accessibles dans quelques années.

Les mesures de relâchement par l'oxyde irradié de l'activité (labile et non labile)* de l'iode, du césium, du strontium et de quelques autres éléments sont en cours. Ces mesures sont délicates, en raison des faibles activités relâchées. Toutefois, l'acquisition de ces données est nécessaire pour effectuer les analyses des sûretés préliminaires. Le terme source exprimé en fonction des proportions respectives des activités labiles et non labiles doit être précisé.

4.3.4.2 Conteneur

EDF a examiné le concept d'un conteneur triple usage (TES* - Transport-Entreposage-Stockage) de 65 tonnes en métal ferreux. Il peut être chargé soit avec des assemblages de combustible en l'état, soit avec des crayons après démantèlement des assemblages. Il pourrait rester étanche pendant 1000 ans. Dans l'exercice envisagé, 8500 TES* seraient nécessaires pour l'ensemble des combustibles à stocker d'ici à 2040 environ.

La durée du conteneur dépendra de la nature de la corrosion lors des différentes phases du stockage : oxydante au départ, puis réductrice lorsque tout l'oxygène sera consommé. Il est indispensable de se prémunir de la corrosion sous contrainte et de la fragilisation du conteneur par l'hydrogène, car seule, la corrosion généralisée ou par piqûre est maîtrisable par le choix de l'épaisseur de la paroi ; en effet, dans ces conditions de référence et selon les calculs, 7 à 9 cm seraient corrodés en 1000 ans.

* Termes définis dans le glossaire

Afin de s'assurer des possibilités de manutention sur site et dans le stockage, l'ANDRA, de son côté, examine d'autres types de conteneurs, moins volumineux, qui pourraient recevoir par exemple du combustible cisailé ; elle étudie, d'autre part, des matériaux qui seraient compatibles avec ceux des barrières ouvragées et dont la pérennité serait compatible avec la durée de vie assignée au conteneur.

4.3.4.3 Matériaux de blocage

Deux matériaux potentiels sont envisagés pour remplir les vides du conteneur, apatites naturelles broyées et ciments apatitiques (voir ci-dessus). Ils offrent, outre leur pouvoir de rétention, d'excellentes qualités : stabilité thermique, tenue à l'irradiation et facilité de mise en oeuvre. En fait dans une option de cisailage des assemblages le choix peut être plus ouvert.

4.3.4.4 Concept et barrières ouvragées

L'ANDRA étudie un concept de stockage mixte à modules séparés pour des verres et les déchets B associés au retraitement et des colis de combustibles usés, avec éventuellement les déchets B de démantèlement disposés en conteneur haute intégrité. Dans le module dédié aux combustibles usés, la distance entre deux conteneurs TES^{*}, disposés en galeries, serait de 12 m en raison de la charge thermique, compte tenu d'un entreposage préalable de 50 ans.

La perturbation de la barrière ouvragée de voisinage a été examinée. En particulier, l'argile gonflante FoCa^{*} seule ou mélangée à d'autres matériaux en fonction du rôle dévolu à celle-ci (limitation de la circulation d'eau ou barrière chimique) a été étudiée pour la mise en oeuvre et la réponse à des sollicitations hydro-mécanique, thermique et chimique. L'ANDRA examine d'autres argiles candidates.

4.3.4.5 Etudes thermiques

Compte tenu de la charge thermique des combustibles durant les premières centaines d'années, ces études revêtent un caractère important tant pour l'entreposage (gainés à maintenir à 350 °C en atmosphère inerte) qu'en situation de stockage (conteneur à maintenir à 95-120 °C) ou de transport (conteneur à maintenir à 85°C).

Les recherches de l'EDF et du CEA portent, dans le cas d'un entreposage à sec par exemple, sur l'optimisation de nombreux paramètres : géométrie des conteneurs, débits d'air, conductivité thermique des matériaux de blocage, etc... L'entreposage en piscine des combustibles est pratiqué couramment soit à EDF, soit à COGEMA La Hague.

L'ANDRA examine pour sa part l'influence de la chaleur sur les barrières ouvragées et sur le champ proche et s'interroge sur l'influence du dimensionnement nécessaire en raison de la charge thermique sur le concept et l'architecture du module dédié au stockage direct.

4.3.4.6 Terme source dans le champ proche

Un modèle séquentiel couplant la dégradation du conteneur, la lixiviation de l'oxyde et la migration de la matière à travers la barrière ouvragée dans un massif granitique soumis à un gradient de charge hydraulique a été établi. Différentes périodes de temps sont envisagées pour les séquences de la réhydratation de l'argile, de la corrosion, de la lixiviation et de la migration. Les codes utilisés sont ceux du CEA-DRN* (cf § 4.2.3). L'iode et le césium apparaissent les premiers dans le champ proche entre 1000 et 10 000 ans. Cette modélisation du terme source dans le champ proche a fait apparaître la nécessité de disposer des valeurs pour de nombreux paramètres : lixiviation de l'oxyde, chimie des eaux, durée de la phase oxydante et thermique, effet de l'hydrogène, de la radiolyse et de la corrosion... De plus l'amélioration des codes de calcul est nécessaire.

4.3.4.7 Evaluation de sûreté

L'IPSN a utilisé le code MELODIE* pour évaluer l'impact radiologique du stockage conventionnel en reprenant les données de l'exercice EVEREST* pour un site granitique. Les scénarii normaux et altérés (puits à proximité des colis) ont été examinés. Il ressort de cet exercice que les impacts radiologiques avant 100 000 ans sont dominés, là encore, par la contribution de l'activité labile de l'iode et du césium.

L'ANDRA envisage des scénarii altérés particuliers liés à l'intrusion humaine ou à la criticité.

* Termes définis dans le glossaire

* Termes définis dans le glossaire

4.3.4.8 Conclusion - recommandations

Le stockage direct est étudié à l'étranger et des rapports concernant l'évaluation de sûreté de tels stockages sont régulièrement publiés. Les problèmes scientifiques et technologiques qu'il pose sont connus. L'application au cas national, en raison de la masse et de la nature des combustibles, met cependant en relief quelques problèmes spécifiques ; pour certains il est nécessaire de poursuivre la réflexion et pour d'autres il convient d'approfondir les recherches.

A cet égard, la Commission pense qu'il faut examiner :

- l'élaboration de scénarii plausibles adaptés aux sites potentiels français, aux options industrielles à venir et aux recommandations de la loi sur la réversibilité. L'option cisailage n'est pas neutre car elle conditionne la taille des colis et par là même l'architecture du stockage,
- la prise en compte des inventaires complets des combustibles dits exotiques, des MOX* et des combustibles à haut taux de combustion.
- la prise en compte des caractéristiques des déchets B dans le cas du cisailage,
- l'interaction entre la modélisation du champ proche (CEA/ANDRA) et la modélisation complète en vue de l'analyse de sûreté (IPSN) ; cela nécessite la définition d'un concept de stockage,
- une meilleure définition de l'activité relâchée par les crayons de combustibles. Le partage entre l'activité labile et l'activité libérée par l'oxyde est encore mal évalué et les différents pays n'utilisent pas les mêmes standards,
- l'étude de la corrosion des gaines pour les combustibles UOX* et MOX*
- l'intercomparaison des avantages et inconvénients entre le stockage direct et la voie de séparation-transmutation après retraitement.

* Termes définis dans le glossaire

Les recherches à poursuivre sont identifiées. Un calendrier a été présenté à la Commission par le CEA pour les expérimentations, et par l'ANDRA pour le choix et la confirmation des concepts.

La Commission recommande prioritairement aux acteurs de la loi de respecter le calendrier en vue des décisions à prendre en 2006 et, d'une façon générale, de maintenir le suivi des travaux sur le stockage direct selon une organisation à définir. La mise en place d'un groupe de travail sur le stockage a été efficace mais il ne peut se substituer à l'ANDRA.

CHAPITRE 5

ETUDES COMPLEMENTAIRES ET PROGRAMMES DE RECHERCHE DE L'ANDRA POUR LES SITES

5.1 Situation administrative du dossier

En 1995-1996, l'ANDRA avait présenté à la Commission les résultats de ses travaux de reconnaissance pour l'implantation de laboratoires souterrains dans les trois sites potentiels de recherche : dans l'Est de la France (départements de la Haute Marne, de la Meuse), le Gard et la Vienne. La Commission, dans son rapport n° 2, avait donné son évaluation sur l'état des connaissances acquises sur les trois sites présélectionnés, et recommandé l'exécution d'un certain nombre de travaux complémentaires pour préciser les résultats des études entreprises. Ces travaux complémentaires ont, pour la plupart, été réalisés par l'ANDRA au cours de l'année 1996. Certains d'entre eux ont été inclus par l'ANDRA, en mai 1996, dans un deuxième rapport d'étape. Par ailleurs, le Gouvernement, suite à la décision du Conseil des Ministres du 15 Mai 1996, a autorisé l'ANDRA à déposer trois Dossiers d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation de laboratoire souterrain (DAIE)*.

L'ANDRA a déposé les trois DAIE* auprès du Gouvernement et des Ministères au cours du 2ème semestre 1996 ; la DSIN* a envoyé ces dossiers aux diverses préfectures concernées et celles-ci ont enclenché la procédure d'enquête publique prévue par le 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 concernant l'autorisation d'installation et d'exploitation d'un laboratoire souterrain. Celui-ci prévoit également la consultation des Conseils Municipaux, Généraux et Régionaux intéressés ; l'ensemble de cette consultation devant aboutir à une autorisation éventuelle accordée par décret en Conseil d'Etat (Article 8 de la Loi du 30 décembre 1991). Les dates des dépôts des DAIE* et des ouvertures des enquêtes publiques sont reportées ci-dessous :

Site de la Vienne : Dépôt le 19 août 1996	Enquête publique le 3 février 1997
Site du Gard : Dépôt le 30 septembre 1996	Enquête publique le 17 février 1997
Site de l'Est : Dépôt le 2 juillet 1996	Enquête publique le 3 mars 1997

A l'heure où est rédigé ce rapport, ces procédures sont en cours et les Commissaires- enquêteurs n'ont pas remis leur rapport d'enquête.

En ce qui concerne la Commission, l'Article 4 de la Loi du 30 Décembre 1991 précise qu'elle établit chaque année un rapport faisant état de l'avancement des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, et des travaux qui sont menés notamment pour l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains. C'est donc à ce titre que la Commission a examiné les travaux de reconnaissance complémentaires réalisés par l'ANDRA avant le dépôt des DAIE*, et les programmes de recherche prévus par l'ANDRA dans les laboratoires souterrains. Ces examens ont fait l'objet de deux séances de travail de la Commission, ainsi que d'une visite les 13 et 14 janvier 1997 pour examiner plus spécialement les documents géologiques, géophysiques et géochimiques.

5.2 Travaux complémentaires et examen des connaissances additionnelles acquises sur les trois sites

5.2.1 Site de l'Est

Dans son rapport n° 2, la Commission évaluait favorablement les données alors connues sur ce site, et recommandait le dépôt d'une DAIE* pour y créer un laboratoire souterrain. Elle notait, qu'à son avis, les incertitudes résiduelles sur la connaissance géologique du site portaient sur la visualisation tridimensionnelle de la géométrie de l'espace disponible pour un éventuel stockage, et sur une analyse approfondie de la microfracturation.

L'ANDRA a, par ailleurs, fourni le 06 novembre 1996 à la Commission des informations complémentaires sur les enregistrements piézométriques dans le Dogger* et l'Oxfordien* ; ceux-ci montrent des gradients de charge faibles dans le voisinage du site, indicateurs, tout comme les faibles perméabilités, de vitesses d'écoulement faibles. L'ANDRA a de plus réalisé à partir de l'ensemble des observations disponibles un bloc diagramme en trois dimensions du site, représentant une surface de 16 km² ; ceci confirme la géométrie simple de la formation, et l'absence de failles détectables. Concernant enfin la microfracturation, l'ANDRA a établi des statistiques de densité et directions de fractures sur les passées calcaires du Kimméridgien* et de l'Oxfordien*, à partir des diagraphies de microrésistivité dans deux forages. De telles fractures ne sont en effet détectables par cette méthode que dans des roches cassantes, et pas dans les argiles de la couche cible. Ces informations permettent de reconnaître deux directions principales de fracturation, parallèles aux fossés de la Marne et de Gondrecourt, c'est à dire les failles majeures connues du secteur. Les densités de fracturation sont relativement faibles, de l'ordre d'une

* Termes définis dans le glossaire

* Termes définis dans le glossaire

fissure tous les 6 mètres. Certaines de ces fissures sont colmatées. Ces indications seront précieuses pour l'étude de la distribution de l'éventuelle fissuration qui pourrait affecter la couche cible du Callovo-Oxfordien*, et qui ne peut être analysée que dans un laboratoire souterrain.

Les travaux complémentaires réalisés par l'ANDRA sont conformes aux souhaits de la Commission qui confirme l'évaluation favorable qu'elle avait portée sur les capacités de ce site pour y recevoir un laboratoire souterrain.

5.2.2 Site du Gard

Dans son rapport n°2, la Commission évoquait un certain nombre d'incertitudes et de compléments d'informations nécessaires pour ce site et différait son évaluation sur l'intérêt du site pour l'implantation et l'exploitation d'un laboratoire souterrain. Les travaux complémentaires recommandés portaient sur les thèmes suivants :

- 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.

On peut ajouter à ces questions une autre, posée à la Commission lors de la présentation du rapport n° 2 aux Commissions Locales d'Information (CLI)*, le 1er juillet 1996, sur l'existence, dans le voisinage du site, d'une source d'eau minérale, destinée à la mise en bouteille et captée à Ste Cécile.

Sur ces points, l'ANDRA a apporté des éléments de réponse lors de la présentation du 06 novembre 1996. Le traitement des profils sismiques des deux campagnes de 1994 et 1995, jusqu'ici interprétées séparément, a tout d'abord été repris pour améliorer la qualité du suivi des horizons par un même traitement optimisé, portant sur l'ensemble des profils disponibles et s'appuyant sur les données du forage carotté MAR 401. Il s'en dégage les éléments suivants :

* Termes définis dans le glossaire

- la continuité de la couche d'argile du Crétacé*, âgée de 100 millions d'années, est mieux mise en évidence que par le passé, et tout porte à penser que les horizons silteux sont continus et peuvent être extrapolés à partir du petit nombre de forages disponibles. Il y a donc une bonne présomption pour que le site présente une homogénéité suffisante pour y trouver l'emprise nécessaire à la construction d'un éventuel stockage, avec sur la totalité du site, les propriétés, a priori favorables, mises en évidence par les forages carottés. Les compléments d'études sismiques ont aussi montré que l'épaississement de la couche en allant vers l'Est s'accompagnait d'une flexure, mais ne mettait pas en évidence la présence de failles. Cet aspect devra être particulièrement étudié dans le laboratoire souterrain. Cet épaississement serait dû à une subsidence* différentielle de la marge, et la sédimentation aurait été continue, sans hiatus. En revanche, les failles connues, comme celles de Bagnols ou de Vénéjean ont été bien mises en évidence, et leur rejet précisé,
- la continuité de la couche silteuse* a aussi été étudiée à partir des forages, montrant que les variations latérales de faciès, sur lesquelles on s'interrogeait, affectent uniquement la base de la couche silteuse ; elles sont les causes principales de la variation d'épaisseur constatée entre les trois forages MAR 203, 402, 501 ; ces faciès plus grossiers de la base correspondent à des dépôts de plage, tandis que la couche elle-même correspond à des dépôts fins continus, déposés en eau plus profonde,
- en ce qui concerne l'environnement sismo-tectonique, les seuls mouvements récents observés concernent la faille de Nîmes, qui est active depuis 200 millions d'années, ainsi que précédemment indiqué. Cette faille majeure concentre les mouvements de l'ensemble du secteur, avec de petits mouvements associés de failles bordières parallèles. Aucun autre mouvement néotectonique récent n'a pu être décelé ; en particulier, la faille de Roquemaure et le faisceau de failles de Bagnols ne présentent pas d'indices de mouvement récent, depuis le Pliocène (5 millions d'années). Un sismographe a été installé à Marcoule depuis 1959 par le CEA. La Commission a également été informée que le Laboratoire de Détection et de Géophysique du CEA-DAM* menait, dans cette zone, des études de néotectonique, et elle souhaite en entendre les résultats au cours de l'année 1997-1998. L'ANDRA a, enfin, mis en place des capteurs permanents de pression dans les forages pour déceler toute éventuelle activité tectonique des différentes séries de failles du site, pendant la durée des recherches dans

* Termes définis dans le glossaire

cette zone. Des capteurs sismiques seront aussi installés, en surface et au fond, dans le cadre des travaux pour le laboratoire souterrain,

- au sujet de la réédition de la crise messinienne*, l'ANDRA a indiqué qu'elle estimait la durée minimum pour une nouvelle fermeture de la Méditerranée à 500.000 ans, ce qui est en accord avec les études de géophysique et de tectonique des plaques effectuées dans le domaine méditerranéen en considérant des scénarii de convergence des plaques et de montée du détroit de Gibraltar. L'ANDRA estime en outre qu'une éventuelle fermeture serait suivie du creusement de la vallée sur une durée de 300.000 à 600.000 ans, ce qui paraît long pour des sédiments meubles déposés dans le surcreusement messinien. Quoi qu'il en soit, les conséquences potentielles de tels événements ne se posent donc qu'à l'échelle du demi-million d'années au moins. De plus, il n'est pas sûr que la crise se reproduise de la même façon, du fait des différences géodynamiques et climatiques, ce que l'ANDRA se propose d'étudier pour l'analyse de sûreté des scénarii correspondants en mettant en place un programme de recherche international sur le sujet,
- enfin, l'environnement hydrogéologique du site met en évidence un gradient hydraulique faible à travers la couche argileuse considérée. Si les calcaires urgoniens*, situés sous la couche d'argile, et les grès albo-cénomaniens* qui la surmontent sont potentiellement aquifères, aucune de ces nappes n'est actuellement exploitée, et la présence de la nappe alluviale du Rhône en surface met ces ressources à l'abri des sollicitations. Ces nappes devront cependant être prises en compte dans les scénarii d'analyse de sûreté du site, et leur fonctionnement hydraulique ainsi que leurs éventuelles communications étudiés. Quant à la source de Ste Cécile, de Cairanne, il apparaît qu'il s'agit d'un forage situé dans le département du Vaucluse, à 18 km à l'Est du Belvédère de Marcoule ; il capte les eaux dans les sables molassiques miocènes*, entre 11 et 153 m de profondeur. La carte piézométrique de l'aquifère du Miocène* montre un écoulement allant du NE vers le SO ; c'est-à-dire que Ste Cécile se trouve en amont de l'écoulement du futur site d'implantation du laboratoire. De plus, le Miocène* est discordant sur le Crétacé* et les dépôts du Miocène* sont absents au droit du site de Marcoule. Les relations entre ce captage et la formation potentiellement hôte sont donc quasi inexistantes,

* Termes définis dans le glossaire

- la possibilité de forages ultérieurs, dans les aquifères avoisinant le site, devra cependant être prise en compte dans les analyses de sûreté.

Au vu de ces résultats, la Commission considère que les connaissances acquises sur le site du Gard sont suffisantes pour la création éventuelle d'un laboratoire, en vue de compléter le programme de reconnaissance en cours pour étudier la faisabilité et la sûreté d'un stockage sur ce site.

5.2.3 Site de la Vienne.

Dans son rapport n°2, la Commission considérait que *“le site de la Vienne présente des conditions hydrogéologiques tant du point de vue du granite lui même que des aquifères susjacentes, 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 sur l'implantation et l'exploitation d'un laboratoire souterrain, (...et ne le fera) qu'à la lumière des informations complémentaires qui seront apportées sur les questions évoquées ci-dessus”*.

Comme le lui recommandait la Commission, avant de déposer le DAIE* de la Vienne, l'ANDRA a conduit sur le site un programme de recherche en hydrogéologie afin d'apporter des éléments de réponse aux questions ci-dessus, et elle a également effectué une modélisation des données géophysiques pour préciser la continuité des unités pétrographiques présentes dans le massif cristallin sous la couverture.

La Commission tient à souligner la qualité des travaux complémentaires accomplis par l'ANDRA, en peu de temps, sur ce site.

Ces travaux conduisent à suggérer une bonne homogénéité pétrographique du massif proposé pour le laboratoire, avec un enracinement profond des granodiorites*, et une absence de faciès lacolithiques* dans le voisinage. Il n'y aurait pas, sur le site, de failles importantes, outre les failles d'Availles-Limouzine, déjà reconnues précédemment. Les contacts entre les différents magmas seraient soudés « à chaud », sans laisser de zone de fragilité entre eux. De plus, un certain nombre de fractures précoces dans le socle sont colmatées par des dépôts d'argiles et de carbonates. Au sommet du granite, la zone de

* Termes définis dans le glossaire

transition qui a été portée à l’affleurement avant le dépôt de la couverture sédimentaire, et qui risquait donc d’être altérée et plus perméable, a été de ce fait en partie érodée à la fin du Trias*, avant le dépôt de l’Hettangien*. Cette zone de transition a de plus été colmatée, dans le granite, par des précipitations d’adulaire*, un minéral cristallisé à faible température, qui a été daté par la méthode potassium - argon (K-Ar) à 126 millions d’années, date d’une période d’activité tectonique importante (ouverture de l’Atlantique).

Il n’en demeure pas moins que le socle cristallin est parcouru par un réseau de fractures de perméabilité non nulle, qui pourrait être décrit par un réseau de failles d’extension hectométrique à plurihectométrique, délimitant entre elles des « blocs » qui renferment eux-mêmes une fracturation plus petite et plus colmatée. Le résultat des sondages permet d’évaluer les distances entre failles à 150 ou 200 m. On ne peut pas préciser leur extension à partir des travaux de surface (celle-ci est estimée à 500 m par l’ANDRA). Cette représentation spatiale conduit à envisager, pour la conception d’un éventuel stockage, l’utilisation de plusieurs « blocs » de roches de faible perméabilité, en succession dans le massif, tant horizontalement que verticalement. Les galeries joignant ces « blocs », et recoupant donc les failles hectométriques, nécessiteraient un scellement très étanche, pour éviter toute communication entre les « blocs » sains et les fractures. L’un des rôles du laboratoire souterrain serait de vérifier la faisabilité de ce concept.

L’ANDRA a de plus exécuté un important travail de caractérisation de l’hydrogéologie du site, par des essais et des mesures de pression dans les forages, accompagnés de prélèvements d’échantillons d’eau. De ces travaux, il ressort les enseignements suivants :

- les aquifères de la couverture sont exploités intensément pour l’irrigation et l’eau potable, engendrant ainsi des variations saisonnières de charge de l’ordre de 30 m dans l’aquifère de l’Infratoarcien*. Ces variations ne semblent pas se faire sentir dans le granite sous-jacent, au droit du site choisi. Cependant des variations notables dans le massif cristallin (2 m environ au forage CIV 102) ont pu être observées à quelques kilomètres du site, à l’ouest de la faille de Charroux. Au droit du site, on observerait donc un bon isolement entre les aquifères de la couverture et ceux du massif cristallin, conformément aux observations géologiques citées plus haut. Cette observation doit être confirmée, sur des durées plus longues car les temps de propagation des effets des variations piézométriques de l’aquifère de l’Infratoarcien* sur celui du massif cristallin peuvent être longs à se faire sentir. Il est de plus nécessaire de comprendre pourquoi la

* Terme défini dans le glossaire

charge hydraulique dans le massif cristallin fluctue précisément entre les bornes de la variation annuelle de la charge dans l'Infratoarcien^{*},

- les paramètres hydrogéologiques de perméabilité dans le massif cristallin, d'après les essais en forage, seraient inférieures à 10^{-10} m²/s pour la perméabilité des « blocs » faiblement fissurés, ce qui est une valeur faible, et de l'ordre de 10^{-6} m²/s pour la transmissivité des failles à espacement hectométriques, du moins pour certaines d'entre elles. Il s'agit là d'une valeur notable. Le coefficient d'emménagement spécifique serait de l'ordre de 10^{-5} m⁻¹, conduisant ainsi à une diffusivité de 0.1 m²/s, ce qui est faible et expliquerait que les temps de propagation des variations piézométriques dans le massif cristallin soient aussi longs,
- l'ANDRA a, de plus, effectué toutes les analyses géochimiques possibles sur les échantillons d'eau récoltés, dans des conditions parfois délicates, compte tenu du fait que les eaux souterraines sont toujours plus ou moins polluées par les fluides de forage (mais toujours repérées par l'ajout dans ces fluides d'un traceur conservatif),
- l'interprétation la plus simple des analyses géochimiques (deutérium, oxygène 18) est que les eaux qui percolent au travers du granite sont un mélange en provenance de deux origines. L'une est constituée par des eaux de pluie assez récentes (composition isotopique typique des douze derniers millénaires et non des périodes glaciaires). L'autre semble formée d'eaux très anciennes (probablement plusieurs millions d'années), vraisemblablement marines, ayant subi des échanges isotopiques avec les minéraux des roches au travers desquelles elles percolaient. A partir de ces données, on ne peut pas évaluer avec précision le pourcentage d'eau de pluie actuelle dans le mélange. Néanmoins, les grandes différences des compositions isotopiques entre les différents forages témoignent de variations significatives de ce pourcentage parmi les échantillons mesurés. Il semble donc qu'il y ait communication par un réseau de fissures traversant les aquifères sédimentaires entre la surface et les granites aux profondeurs étudiées par l'ANDRA,
- l'analyse des traceurs radioactifs sur les échantillons d'eau, prélevés en profondeur et ramenés en surface, montre la présence de quantités mesurables de tritium et de carbone-14 (période voisine de 5700 ans). Toutefois, il est évident qu'une partie de ces

^{*} Termes définis dans le glossaire

éléments radioactifs (notamment le tritium) a été introduite par contamination atmosphérique en raison de l'injection des fluides de forage ; ceci empêche actuellement toute estimation du temps de transit en profondeur des eaux de pluies actuelles dans le massif granitique,

- ces incertitudes, notamment celles sur les traceurs radioactifs, devraient pouvoir être levées par des études isotopiques plus détaillées effectuées dans le laboratoire souterrain, où des prélèvements non contaminés pourraient être réalisés. Il est important que ces études soient approfondies pour déterminer les temps de transit des eaux de pluie actuelles vers le granite profond.

Au vu de ces résultats, il apparaît que le site de la Vienne présente une complexité hydrogéologique bien plus importante que celle des autres sites. Les paramètres qui permettraient de caractériser ce comportement, tels que densité, longueur et connectivité des failles dites hectométriques, perméabilité du réseau de ces failles, existence et perméabilité des blocs, nature et temps de transit des échanges de fluides entre le massif cristallin et la couverture sédimentaire, au droit du site et dans ses environs, ainsi que tous les éléments nécessaires à l'analyse de sûreté, ne peuvent être acquis avec certitude que par la construction d'un laboratoire souterrain sur ce site.

La Commission s'interroge cependant sur le bien fondé du choix de ce site pour y construire un laboratoire destiné à qualifier un stockage. En effet, elle note qu'un éventuel stockage sera nécessairement constitué de plusieurs « blocs » séparés par les failles dites hectométriques. Dans ces conditions, le confinement impose l'absence de communication entre les colis de déchets disposés dans les « blocs » et les failles « hectométriques ». Ceci implique un scellement parfaitement étanche et durable au passage des failles séparant les « blocs » et au niveau des galeries et des puits d'accès. Toute circulation de fluides, à partir de « blocs » utilisés pour le stockage, dans les failles hectométriques risque d'amener, en particulier sous l'influence de la charge thermique des déchets, une convection impliquant l'un ou les deux aquifères sédimentaires.

La Commission considère que les difficultés pour pouvoir démontrer, de façon convaincante, la faisabilité d'un stockage sur ce site particulier, sont bien plus élevées que sur les autres sites.

Une autre question à laquelle la Commission n'a pas trouvé de réponse dans les informations dont elle a disposé est la façon dont pourra être qualifiée la faisabilité d'un stockage sur le site à partir de la construction du laboratoire souterrain proposé. Au cas où les recherches menées dans le laboratoire seraient concluantes, il resterait en effet encore à prouver, selon les termes de la loi, que les bonnes propriétés éventuellement rencontrées sur l'emprise du laboratoire pourraient aussi être garanties à l'échelle du stockage entier. En particulier, si le concept de blocs imperméables indépendants doit être retenu, rien ne permet aujourd'hui de dire comment la position des blocs favorables pourra être reconnue au sein du milieu, les propriétés d'un réseau de fractures n'étant a priori pas constantes dans l'espace. Si la prévision de la position de ces blocs ne peut être obtenue, la faisabilité d'un stockage sur le site ne pourrait alors être établie que lorsque l'ensemble du volume nécessaire aurait été reconnu, par continuité, s'il existe. Ceci est une particularité du site de la Vienne, compte tenu du concept de stockage proposé.

La Commission est cependant consciente de l'intérêt de disposer d'un concept de stockage en milieu cristallin, pour le comparer aux sites argileux. Elle considère qu'il existe assurément d'autres sites cristallins en France, qui, comme elle le disait dans son rapport numéro 2, pourraient être des sites affleurants, avec des caractéristiques vraisemblablement plus favorables. Elle souligne par ailleurs qu'il n'est pas raisonnable de penser que des reconnaissances détaillées sur le site de la Vienne pourraient être ultérieurement utiles sur un autre site cristallin, vu la spécificité des conditions géologiques de chaque site.

En résumé, dans le site de la Vienne, l'évaluation des nouvelles données hydrogéologiques et géochimiques présentées ne permet pas de lever les réserves déjà exprimées par la Commission. Celle-ci considère, qu'en l'absence de concept de stockage propre à ce site précisant notamment le rôle de la barrière géologique, les risques de circulation de fluides entre le granite et les aquifères exploités augmentent considérablement la difficulté de qualifier ce site particulier pour un éventuel stockage. De plus, elle note qu'il faudra implanter un stockage de dimension kilométrique dans un site, composé de blocs utilisables de dimension hectométrique, obligeant à des scellements étanches et pérennes au passage des failles séparant ces blocs. L'évaluation de ce site conduit donc à constater l'existence d'aspects négatifs paraissant aujourd'hui incontournables et qui amènent la Commission à aller au-delà des réserves qu'elle avait exprimées dans le rapport n° 2 (rapport page II et paragraphe 6.1.3.2).

5.3 Etudes complémentaires et programmes de recherche de l'ANDRA pour les sites

5.3.1 Exercices de sûreté

La Commission a auditionné l'ANDRA le 5 mars 1997 sur les exercices préliminaires de modélisation simulant diverses possibilités de retour des radionucléides à la biosphère à partir de colis situés dans un environnement granitique ou argileux. Il ne s'agit pas pour la Commission de juger, à ce stade, de l'impact radiologique, ce qui serait prématuré et relève des autorités de sûreté, mais de s'assurer :

- de la pertinence des paramètres géologiques et géochimiques utilisés,
- de l'efficacité des outils de modélisation mis en oeuvre et,
- de la cohérence des programmes de recherche entrepris ou à entreprendre, notamment dans les laboratoires souterrains, avec les besoins des analyses de sûreté.

Comme la Commission l'avait déjà recommandé, les exercices d'analyse de sûreté permettent en effet de guider la recherche et l'acquisition des connaissances vers les points les plus importants pour la démonstration de sûreté.

Actuellement, les résultats de ces exercices sont présentés en dose efficace engagée, exprimée en Sv par an, en fonction du temps, pour des scénarii donnés. En fait ces doses reflètent seulement, à un facteur près, la contamination des eaux aux exutoires exprimée en Bq par an. Le passage des Bq aux Sv pour un scénario est considéré en 5.3.2.

Les situations examinées par l'ANDRA et modélisées avec le code OASIS* se rapportent aux trois sites pour lesquels cet organisme a reçu l'autorisation de déposer des dossiers d'autorisation et d'exploitation de laboratoires souterrains pour des scénarii « normaux » d'évolution. Elles apparaissent réalistes dans l'état des connaissances que l'ANDRA a acquises et depuis la surface, comme le sont beaucoup de données utilisées pour caractériser les milieux et le comportement des radionucléides dans ces milieux. Il reste cependant des données génériques ou des données acquises à l'étranger qui devront être confirmées ou infirmées par des expériences in situ. Mais, à ce stade des travaux, il s'agit plus d'études méthodologiques que de résultats utilisables, en particulier, tant que les concepts de stockage ne sont pas arrêtés (architecture, ingénierie, scellements...).

La Commission recommande qu'en matière d'analyse de sûreté, l'ANDRA précise dans un proche avenir les moyens qu'elle envisage de mettre en oeuvre pour :

* Termes définis dans le glossaire

- stimuler et participer activement à la recherche sur les outils de modélisation des aspects les plus sensibles de l'analyse de sûreté, notamment dans la géosphère,
- développer et valider les codes de calcul qu'elle utilise pour ces analyses,
- mettre en oeuvre une approche globale intégrée (c'est-à-dire prenant en compte le cheminement des radionucléides dans l'ensemble des milieux rencontrés et des scénarii) de l'analyse de sûreté, de façon itérative au fur et à mesure de l'avancement des travaux de reconnaissance et de dimensionnement du concept de stockage,
- prendre en compte dans cette analyse globale la propagation des incertitudes, notamment celles sur :
 - * la modélisation,
 - * les valeurs des paramètres choisis dans ces modèles,
 - * les scénarii d'évolution pris en compte,
 - * ainsi que l'exhaustivité des processus introduits dans les modèles.

5.3.2 Recherches concernant la biosphère

La Commission a aussi auditionné l'IPSN et l'ANDRA sur les recherches en cours sur la biosphère qui devraient permettre de justifier le calcul de la dose délivrée à un individu du groupe critique à partir de la contamination d'un exutoire. Elle se fait en deux étapes : passage des Bq des eaux contaminées à des Bq ingérés directement, objet des recherches de l'ANDRA, puis passage des Bq incorporés aux Sv à l'aide de facteurs de conversion (Sv par Bq ingéré ou inhalé) publiés par la CIPR*.

C'est un point important car il permet de déterminer l'ordre de grandeur éventuel des impacts radiologiques et sert d'indicateur pour juger de l'acceptabilité sur le plan de la sûreté d'un projet de stockage.

De nombreuses réflexions et exercices internationaux auxquels l'IPSN et l'ANDRA ont participé portent sur les notions de biosphère de référence et de groupe critique. La biosphère est éminemment variable et incertaine dans le temps et l'espace et n'est pas globalement contrôlable, c'est pourquoi on est conduit à une biosphère type selon les climats. Dans cette biosphère, il faut ensuite choisir la taille du groupe hypothétique le plus exposé, liée à la disponibilité en eau et à son autarcie vis-à-vis de l'alimentation. On peut alors prendre en compte les transferts de radionucléides sur la base de données chiffrées (facteurs de transferts racinaires et foliaires pour différents végétaux, coefficient de

* Termes définis dans le glossaire

distribution entre l'eau et les sols, coefficient de transfert par les chaînes alimentaires) et de modèles, qui ne sont pas fondés sur une compréhension physique des phénomènes. Les valeurs données résultent en effet d'expériences, d'analyses statistiques d'écosystèmes contaminés et des similitudes chimiques et biochimiques entre les éléments.

Les modèles de l'IPSN (Abricot)* et de l'ANDRA (Aquabios)* ont été testés dans des exercices internationaux et, dans l'ensemble, il y a très peu d'écarts entre tous ces modèles. Ils permettent des études de sensibilité globale par radionucléides reflétant les incertitudes des données et celles des scénarii. On repère ainsi parmi des centaines de paramètres ceux qui sont les plus importants.

Il apparaît que la biosphère n'est pas le principal facteur d'incertitude dans les analyses de sûreté ; l'incertitude introduite, caractérisée par l'intervalle de confiance à 90 %, attribuée à certains paramètres ressort à 1 ou 2 ordres de grandeurs.

La Commission a pris note des actions en cours et de la décision de l'ANDRA et de l'IPSN de comparer leurs approches pour décrire les biosphères et les groupes critiques, qui sont des éléments importants pour la crédibilité des analyses de sûreté.

5.3.3 Programmes de recherche dans les laboratoires souterrains

Les programmes préliminaires d'expérimentation dans les trois sites potentiels ont été examinés, et demandent encore à être considérablement précisés, en particulier du point de vue des plans d'expérience. Ceci devrait pouvoir être fait en 1998, lorsque le choix des sites de laboratoires aura été fait.

L'expérimentation débutera avec le creusement des puits d'accès aux laboratoires en 1998 puis se poursuivra jusqu'en 2005. La Commission a déjà souligné le peu de temps dont dispose l'ANDRA pour conduire à terme l'essentiel de l'expérimentation devant soutenir l'analyse de sûreté d'un éventuel stockage. L'expérimentation apparaîtrait particulièrement lourde dans le granite.

* Termes définis dans le glossaire

Dans la continuité de ses précédentes considérations, la Commission souhaite donc être tenue informée de la progression itérative modélisation-expérimentation et des résultats des expériences au regard des échéances fixées par l'ANDRA.

Parmi les sujets de préoccupation, la Commission a noté les domaines prioritaires suivants :

- les expériences sur la durabilité et l'intégrité des fonctions des barrières ouvragées,
- les mesures, dans des milieux fracturés, de l'extension des plans des fractures accessibles aux éléments transportés, des coefficients de diffusion au sein de la matrice, des perméabilités et de la vitesse d'écoulement dans les fractures,
- le transfert et la rétention des radionucléides dans les milieux et l'utilisation des traceurs environnementaux naturels comme indicateurs des circulations,
- la définition et la mesure de l'état de référence du site, avant les travaux,
- l'enregistrement de l'activité sismique des sites,
- l'utilisation des perturbations dues aux travaux de creusement des puits et galeries pour en déduire des indications sur les propriétés du site, en particulier du point de vue hydrogéologique et mécanique,
- les expérimentations géomécaniques dans les sites, en particulier dans celui du Gard et de l'Est,
- les expérimentations thermiques, en particulier dans les argiles,
- la mise en place de capteurs permanents susceptibles de fournir des informations après la clôture d'une section de stockage, voire de la totalité du site, sous réserve de ne pas altérer la sûreté passive du stockage.

En dernier lieu, la Commission s'est interrogée sur la disponibilité à l'ANDRA et parmi ses sous-traitants des moyens humains pour mener de front les travaux de recherche expérimentaux dans les laboratoires souterrains, chaque laboratoire devant avoir son propre personnel sur le site. La visite que la Commission a effectuée au Canada lui a permis de constater qu'une centaine de chercheurs, travaillant à plein temps a été affectée aux travaux dans le laboratoire souterrain. Elle attire l'attention de l'ANDRA sur la particularité des expériences en conditions de fond et sur le besoin de trouver du personnel scientifique et technique qualifié pour ces recherches. Elle souhaite que lui soit présentés en 1997-1998 : la façon dont seront scientifiquement structurées les équipes, les programmes de recherche dans les laboratoires depuis la conception des expériences, leur conduite et leur interprétation jusqu'à la validation des résultats. Elle se réjouit du projet de

création d'un Groupement de Recherche entre le CNRS et l'ANDRA, « FORPRO* », qui a pour objectif de contribuer aux travaux de recherche dans les laboratoires souterrains.

En conclusion, la Commission souhaite être tenue informée en permanence des programmes d'expérimentation qui seront conduits dans les laboratoires souterrains et de leur évolution.

5.4 Conseil Scientifique de l'ANDRA

La Commission a eu un entretien avec les membres du Conseil Scientifique de l'ANDRA dont le rôle a été d'examiner et de conseiller la direction scientifique de l'organisme sur les documents des DAIE* : méthodologie de l'analyse de sûreté (en aller retour avec l'acquisition des données), travaux de reconnaissance des sites sélectionnés et qualité des interprétations des résultats. Comme l'étape suivante de la mission de l'ANDRA est la réalisation de laboratoires souterrains et la mise en oeuvre de l'expérimentation pour la qualification des sites, le Conseil Scientifique se prépare à cette perspective.

Le Conseil Scientifique partage avec la Commission la conviction qu'un stockage souterrain ne relève pas seulement de l'ingénierie minière, mais également de la mise en oeuvre de programmes de recherche scientifique, et que les réflexions sur ce point doivent être conduites à l'ANDRA et dans la communauté scientifique concernée. Il apparaît urgent de définir les premiers programmes de recherche, leur accompagnement, la programmation des expériences ultérieures et le suivi général des expérimentations d'une façon qui soit visible de l'extérieur.

La Commission souhaite que la compétence du Conseil Scientifique soit pleinement utilisée pour que soient menées à bien, dans les délais impartis, les prochaines recherches nécessaires à la qualification des sites.

CHAPITRE 6

ETAT DES LIEUX DES DECHETS B ET C - LES DECHETS ET LES RADIONUCLEIDES PARTICULIERS

6.1 Etat des lieux des déchets B et C

Cette question est évoquée chaque année par la Commission qui a fait, dans ses précédents rapports, des recommandations visant à préciser les quantités et la nature des déchets (notamment

* Termes définis dans le glossaire

des déchets B) susceptibles de relever d'un entreposage de longue durée et/ou d'un stockage géologique. Comme la date de 2020 est souvent avancée pour l'ouverture, dans les meilleures conditions, de l'exploitation d'un stockage, les prévisions sont faites pour cette date. Elles s'appuient sur l'existence de déchets, entreposés en vrac ou conditionnés, laissés par la gestion "du passé", les déchets de retraitement spécifiés et conditionnés en ligne ou les déchets du CEA relevant d'une gestion fondée sur la traçabilité depuis 1992, ainsi que les déchets futurs liés pour l'essentiel à la stratégie de EDF en matière de retraitement et d'exploitation des réacteurs. A cette époque, tous les déchets seront conditionnés ; toutefois, la situation devrait être déjà plus claire dans quelques années, compte tenu des efforts entrepris par les producteurs de déchets, EDF (18 sites de réacteurs), COGEMA (la Hague et Marcoule) et CEA (6 centres).

Par rapport à la situation de l'an dernier, la Commission a eu connaissance :

- de l'inventaire des fûts d'enrobés de bitume et de ciment-bitume (bilan arrêté en 1996 et prévisions de production jusqu'à l'arrêt de ces conditionnements),
- d'une mise au point de EDF de novembre 1996 quant aux 1200 m^3 annuels de déchets B et C dits Non Immédiatement Evacuables (NIE)* (figure 1 page 14 du rapport n° 2) associés au retraitement, à partir de 2000, de 850 tonnes de combustibles UOX*. Cette valeur, estimée sur la base de $1,3$ à $1,4 \text{ m}^3$ de déchets par tonne d'uranium est surestimée, car COGEMA annonce pour 2000, un volume de $0,4 \text{ m}^3$ par tonne retraitée en raison de la suppression de la cimentation des coques et embouts (dont la contribution au total est estimée aujourd'hui à $0,64 \text{ m}^3$), du bitumage des boues ($0,15 \text{ m}^3$) et de la diminution des déchets technologiques par compactage ($0,4$ à $0,5 \text{ m}^3$). En conséquence il n'y aurait, associé aux 850 tonnes retraitées, que 340 m^3 (230 m^3 de déchets B et 110 m^3 de déchets C),
- d'une mise au point de EDF d'août 1996 sur sa politique actuelle de retraitement et ses perspectives. EDF annonce qu'à terme 28 réacteurs de 900 MWé seront moxés et qu'en tenant compte des besoins de Superphénix ce seront 1000 tonnes de combustibles qui seront retraités par an, à partir de 2000, sur les 1200 tonnes produites par le parc actuel. Le complément, dont les MOX*, sera provisoirement entreposé.

Les données du rapport n° 2 de la Commission concernant EDF et COGEMA (tableau 2 de l'annexe 3) doivent donc être modifiées. Par exemple, à l'horizon 2020, il devrait y avoir 16600 m^3 de moins de déchets B et 400 m^3 de plus de C en provenance de COGEMA et 3000 tonnes de

* Termes définis dans le glossaire

moins de combustible UOX* . L'augmentation du tonnage de MOX* dépendra du rythme de « moxage »* des réacteurs.

On comprend que la part des verres et des combustibles usés dans l'inventaire est un point important pour élaborer un concept de stockage. En raison du flou qui subsiste, l'ANDRA, qui a d'ores et déjà pris en compte la possibilité de stockage réversible ou non réversible d'importantes quantités de combustible UOX* et MOX*, étudie deux scénarii, celui d'un retraitement total jusqu'en 2040 et celui d'un retraitement jusqu'en 2020 puis un stockage direct en 2060.

On a rassemblé dans l'annexe 3 les principales données chiffrées présentées à la Commission au cours de l'année.

Le détail des déchets B et C actuellement en entreposage figure dans l'Inventaire national des déchets radioactifs publié par l'ANDRA. Il permet de se faire une idée de la diversité des déchets B (origine, lieu d'entreposage, caractéristiques physiques et chimiques et activités) et d'estimer les volumes. La DSIN* donne aussi un état des lieux dans son Rapport annuel d'activités de 1996, chapitre 5.

Les prévisions pour les années qui viennent doivent tenir compte de ces scénarii. Mais il convient toutefois de prendre en considération certains points pour aboutir à une estimation plus précise que celle actuellement fournie. En particulier :

- la caractérisation de déchets actuels en vrac et leur reprise. Il s'agit du conditionnement des boues de STE2* (9200 m³) et de coques, embouts et autres déchets technologiques du silo HAO* (2200 m³) de la Hague, de 600 m³ de déchets technologiques divers de La Hague à caractériser en vue de leur classification en catégorie A ou B, de 4800 m³ de déchets technologiques divers et de 5500 m³ de déchets de la mise à l'arrêt définitif de Marcoule à conditionner, et enfin pour ce qui concerne le CEA, de 3000 m³ de déchets en tranchées et 8000 fûts de boues à Cadarache qu'il faut caractériser et parfois conditionner, enfin 600 m³ de déchets de structure d'assemblage à caractériser,
- le devenir des graphites (25 000m³ environ), des filtres à iode*, solvants...
- les déchets futurs B et C au delà de 1998 provenant du démantèlement de UP1* et l'APM* à Marcoule doivent être précisés, comme devront l'être le conditionnement des déchets B des centrales EDF, ainsi que celui des déchets issus de l'incinération des produits plutonifères

* Termes définis dans le glossaire

* Termes définis dans le glossaire

(installation CEDRA^{*}), et ceux issus des programmes de recherche et de démantèlement des INB^{*} du CEA,

- les déchets de retraitement qui doivent être retournés à l'étranger, et qu'il conviendrait de déduire des bilans, doivent être précisés ; ce point n'est pas clair dans les documents présentés jusqu'à ce jour à la Commission.

Un groupe de travail ANDRA - Producteurs de déchets a été constitué pour affiner l'inventaire, prendre en compte les caractéristiques des colis et le tenir à jour régulièrement. Il s'occupe aussi, avec les bailleurs de procédés, des premières spécifications des colis destinés au stockage profond.

La Commission renouvelle donc ses recommandations du rapport n° 2 pour que l'inventaire des déchets déjà produits et les prévisions de production soient cernés au mieux. Elle souhaite recevoir, d'ici la fin de l'année 1997, une information détaillée sur les déchets conditionnés (colis, composition radioactive et chimique) ainsi qu'un inventaire détaillé et les prévisions de traitement et de conditionnement pour les déchets non conditionnés (volume, activité, composition chimique, nature des problèmes posés par les reprises...).

Elle attire à nouveau l'attention sur le statut des uraniums de retraitement et appauvris et sur le problème des spécifications des colis de déchets susceptibles d'un stockage profond pour lesquels elle n'a pas encore eu d'information directe. La Commission souhaite, en accord avec le calendrier prévisionnel, que ces spécifications lui soient présentées d'ici la fin de l'année 1997.

6.2 Les déchets et les radionucléides particuliers

6.2.1 Rappel des recommandations de la Commission

Dans ses précédents rapports, la Commission a souhaité avoir des informations complémentaires sur certains déchets : déchets tritiés, enrobés bitume ou sur le comportement de certains radionucléides importants pour la sûreté, isotopes d'éléments facilement relâchés des colis et assez mobiles dans les conditions d'un stockage géologique. Elle a auditionné les acteurs du nucléaire sur trois points particuliers :

- les déchets tritiés,
- les déchets enrobés dans du bitume,
- l'iode et le césium dans les déchets.

6.2.2 Les déchets tritiés

6.2.2.1 Généralités - Problèmes posés par les déchets tritiés

Dans les réacteurs électronucléaires, le tritium est produit en très faible quantité par fission ternaire dans les combustibles, par réaction nucléaire avec les neutrons sur un isotope du lithium (^6Li), du bore (^{10}B) et du béryllium (^{10}Be), utilisés pour réguler certains paramètres de fonctionnement des réacteurs ou présents à l'état d'impuretés dans certains matériaux, comme le graphite des réacteurs gaz-graphite actuellement tous à l'arrêt en France. On prépare aussi du tritium en quantité importantes pour les armes à fusion par irradiation de cibles de ^6Li qui sont traitées à Marcoule. Le tritium est un isotope de l'hydrogène de période de 12,5 ans qui émet un rayonnement bêta très mou donc peu ionisant. Son taux de disparition est de 5,6 % par an. Il est donc difficile à doser et son facteur de dose est faible.

La réactivité de l'hydrogène n'est pas exceptionnelle, mais cet élément peut cependant participer à de nombreuses réactions (formation d'hydrure avec des métaux) dont beaucoup sont catalysées. Sa réactivité est exacerbée à l'état naissant, par exemple, au moment de la formation du tritium. En revanche le pouvoir du tritium de s'échanger rapidement avec l'hydrogène stable est très élevé. Le tritium peut donc contaminer de nombreux matériaux, hydrogénés ou non. Sous forme atomique et moléculaire, il a tendance à migrer de la plupart des solides vers l'atmosphère par diffusion dans les matériaux, y compris les métaux. Dans tous les cas, l'eau au contact d'un solide tritié devient elle-même tritiée. C'est d'ailleurs le plus souvent l'évaporation de l'eau tritiée des colis qui donne lieu à l'émission de tritium. Sa mobilité dans l'environnement est équivalente à celle de l'eau.

La difficulté de gestion des déchets tritiés est donc liée, d'une part à la difficulté à confiner le tritium vis à vis de l'environnement et, d'autre part, à la présence d'autres radionucléides justifiant l'entreposage, puis le stockage profond. La lixiviation et le dégazage conduisent à une migration rapide d'un pourcentage important du tritium dans l'environnement. Dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, la Commission s'intéresse plus spécifiquement aux déchets mixtes tritiés susceptibles d'être stockés en profondeur, les déchets purement tritiés ne relevant pas de la loi.

L'impact sanitaire du tritium est généralement négligeable, car les LDCA* du tritium et de l'eau tritiée dans l'air sont très élevées, respectivement $2 \cdot 10^{10}$ et $8 \cdot 10^5$ Bq/m³ (0,54 et $2,16 \cdot 10^{-5}$ Ci). En conséquence les autorisations de rejets dans l'atmosphère apparaissent très élevées et ne sont jamais atteintes. Il en va de même, pour les rejets à la mer ou dans les fleuves.

La comptabilité du tritium ne se fait pas en quantité de matière (sauf exception), car celle-ci est toujours très faible, mais en unité d'activité ($1 \text{ g} = 10\,000 \text{ Ci} = 370 \text{ TBq}$).

Les déchets purement tritiés solides conditionnés à stocker sont des déchets organiques ou métalliques (déchets technologiques) dont l'activité massique est inférieure à 7,4 GBq/t (0,2 Ci/t) (déchets non enrobés) ou à 200 GBq/t (5,4 Ci/t) (déchets enrobés) et dont le taux de dégazage journalier est inférieur à 2 MBq/t/j ($5,4 \cdot 10^{-5}$ Ci/t/j) pour des raisons de radioprotection. Selon qu'ils sont homogènes ou hétérogènes, ils doivent respecter des limites de lixiviation et de fraction annuelle relâchée* (gaz plus liquide de $5 \cdot 10^{-2}$ et $10^{-3} \text{ cm.j}^{-1}$ respectivement) ou de coefficient de diffusion. Pour les déchets en vrac à conditionner par l'ANDRA, les normes sont encore plus strictes. S'ils vérifient ces normes sévères, ils peuvent être admis au CSA*. Sinon, ils sont entreposés pour la plupart au CEA-DAM* à Valduc ou chez les producteurs, en attente de décroissance. L'eau tritiée d'activité inférieure à 37 GBq/l est un déchet qui est entreposé. Son origine est diverse : industrie du tritium, unités de détritiation des effluents gazeux et aqueux, réacteurs à eau lourde où le tritium est formé par réaction des neutrons sur le deutérium. Son activité peut aller de 10^6 Ci/l à 1 mCi/l. Dans l'aval du cycle, une fraction importante du tritium est rejetée par dilution, soit dans l'atmosphère soit dans l'hydrosphère ; ces rejets ont un impact sanitaire faible.

Le devenir des déchets tritiés mixtes est généralement conditionné par les radionucléides autres que le tritium qu'ils contiennent. Ils peuvent être soit livrés au CSA* en tant que

* Termes définis dans le glossaire

déchets de catégorie A, si l'activité en tritium et des autres radionucléides répond aux critères d'acceptation de l'ANDRA, soit entreposés dans l'attente d'une décroissance du tritium et des radionucléides accompagnants, ou encore dans l'attente d'un stockage géologique définitif.

Les réglementations étrangères concernant les déchets tritiés sont beaucoup plus souples que la réglementation française et leur gestion est différente. Conformément à la Convention de Paris, l'immersion des déchets radioactifs en mer est interdite.

6.2.2.2 Inventaire et mesure

A l'exception de quelques déchets anciens qui sont à caractériser, l'activité en tritium est aujourd'hui bien évaluée sans être toutefois mesurée systématiquement. Les effluents tritiés et les déchets tritiés et mixtes, selon leur destination, sont aiguillés vers 3 flux principaux :

- les rejets liquides en rivière ou en mer et les rejets gazeux dans l'atmosphère,
- le stockage au CSM* et au CSA*,
- l'entreposage.

Ainsi il y a trois modes de gestion du tritium.

Les rejets annuels pour toutes les installations nucléaires françaises sont de 11300 TBq (environ 3.10^5 Ci).

L'activité stockée au CSM* est de l'ordre de 900 TBq (environ $2,5.10^4$ Ci) ; au 31/03/95, l'ANDRA avait reçu au CSA* 13 TBq (environ 350 Ci).

La capacité totale de stockage au CSA* est de 4000 TBq (environ 108000 Ci soit 10 g de tritium en masse). Le flux annuel de stockage était de l'ordre de 30 TBq (environ 810 Ci) au CSM*. De 1992 à 1995, ce flux est maintenant de l'ordre de 4 TBq (environ 100 Ci). On prévoit un inventaire de 2000 TBq (environ $5,4.10^4$ Ci soit 5 g) en 2060 au CSA*.

Les déchets tritiés entreposés sur les différents sites (CEA, COGEMA, EDF) représentent environ 42000 TBq (environ $1,14.10^6$ Ci) soit 10 fois la capacité radiologique du CSA*. Ces déchets se répartissent en 2 classes : les déchets solides : 24000 TBq (environ $6,5.10^5$ Ci), les déchets liquides 18500 TBq (environ $5,0.10^5$ Ci). La quantité globale de tritium correspond à une masse de l'ordre de 100 g que l'on peut comparer d'une part, au 3 kg de

* Termes définis dans le glossaire

tritium naturel et, d'autre part, au 150 kg restants après les divers essais d'armes nucléaires dans l'atmosphère.

Pour les principaux producteurs, la situation est la suivante :

COGEMA :

A la Hague, les effluents du retraitement renfermant du tritium sont rejetés et ils représentent 15 à 25 % de l'autorisation liquide et moins de 3% de l'autorisation gazeuse ; celles-ci sont de 37 000 TBq (1.10^6 Ci) et 2 200 TBq/an (6.10^4 Ci environ), respectivement. Pour 1600 tonnes retraitées par an à partir des 26 000 TBq de tritium contenus dans les combustibles 0,5 à 2,% partent dans les rejets gazeux, environ 60 % dans les rejets liquides et environ 40 % restent dans les coques et embouts. A Marcoule, deux productions concourent à produire des rejets et des déchets solides tritiés, la filière tritium avec deux réacteurs et la filière retraitement (UP1)*. L'atelier tritium traite par fusion les cibles de lithium irradiées. Les effluents issus de ces ateliers et ceux issus du retraitement des combustibles irradiés sont évacués et représentent 10 à 20 % de l'autorisation de rejet liquide et moins de 7% de l'autorisation gazeuse ; celle-ci est de 2 500 TBq ($6,7.10^4$ Ci environ) et 10 000 TBq/an ($2,7.10^5$ Ci environ) respectivement. Les déchets solides divers notamment les culots de pots de fusion, sont entreposés. L'activité spécifique des culots est de l'ordre de 10 GBq/kg (0,27 Ci) ; la production annuelle est de 20 à 30 culots/an ; 2 700 culots sont en entreposage. L'activité tritium des déchets de retraitement (graphite et magnésium) est moins bien connue.

EDF :

Le parc des réacteurs de l'EDF rejette 20 TBq/an (540 Ci) sous forme gazeuse (1 % de l'autorisation) et 600 TBq/an ($1,6.10^4$ Ci environ) sous forme liquide (35 % de l'autorisation) et envoie 1 TBq/an (environ 30 Ci) au CSA* . Les graphites, considérés actuellement comme des déchets B, renferment 7 200 TBq ($1,95.10^5$ Ci) pour une masse de l'ordre de 20000 t environ et une activité spécifique moyenne de 310 GBq/t (8,4 Ci environ) ; les autres déchets mixtes entreposés sont les crayons et grappes de contrôle dont l'activité est estimée à 270 TBq ($7,3.10^3$ Ci) par réacteur.

CEA :

Les centres du CEA rejettent peu de tritium à l'exception du centre de Valduc qui utilise environ 50 % de son autorisation annuelle qui est de 1850 TBq/an (5.10^4 Ci). Ce site entrepose également, pour le CEA, la majorité des déchets solides et liquides dont les activités respectives sont d'environ 210 TBq ($5,7.10^3$ Ci environ) avec un flux annuel de 5

TBq/an (135 Ci) et 6700 TBq ($1,81.10^5$ Ci environ). L'entreposage de déchets liquides comporte de l'eau tritiée ($0,9 \text{ m}^3$ - 40g de tritium - 3700 TBq - $1,10.10^5$ Ci) et des liquides organiques. Le site de Saclay entrepose quelques sources scellées (100 GBq - 2,7 Ci) et de l'eau lourde ($13,6 \text{ m}^3$ - 2 g de tritium - 680 TBq - $1,85.10^4$ Ci) dont la fraction la plus importante est entreposée à Cadarache (90 m^3 - 9 g de tritium - 3300 TBq - $8,9.10^4$ Ci) ; ce site entrepose également les métaux tritiés (sodium et pièges à froid de pompes des réacteurs rapides) environ 75 TBq (2.10^3 Ci) ; enfin le CEA gère de l'ordre de 4000 t de graphites* (réacteurs G_1 - G_2 - G_3 * et chemises après retraitement) dont l'activité est évaluée à 1500 TBq (4.10^4 Ci). Ces valeurs sont celles présentées à la Commission le 6 novembre 1996 ; la Commission n'a pas pu recouper celles-ci avec les données synthétiques fournies le 28/04/1997. Une clarification s'avère donc nécessaire pour l'inventaire des déchets tritiés pour le CEA.

Les industries et organismes de recherche possèdent quelques sources de tritium et utilisent les entreposages du CEA. Les données de base figurent dans l'Inventaire national dressé annuellement par l'ANDRA. Une synthèse des inventaires fournis par les producteurs présentés à la Commission est placée dans l'annexe 3.

Il existe de nombreuses techniques de mesures du tritium particulièrement adaptées au contrôle de l'environnement. Leurs limites de détection sont de l'ordre du Bq/litre (27 pCi/litre) voire encore plus faible (eau, air). Le tritium est donc détectable dans l'environnement à un seuil très bas. Le bruit de fond moyen est inférieur à 10 Bq/l pour l'eau continentale de l'hémisphère nord. Toutefois, les mesures sur les colis de déchets solides sont moins aisées, notamment pour satisfaire les critères d'acceptation de l'ANDRA au CSA* . Des techniques sont en cours de développement pour atteindre les précisions d'activité massique et de dégazage exigées par les spécifications du CSA* .

La technique de mesure de l'hélium 3 - ^3He (descendant du tritium) par spectrométrie de masse semble assez prometteuse pour les déchets renfermant du tritium.

6.2.2.3 Conditionnement et entreposage

Un effort de recherche et développement est fait pour traiter ou décontaminer les matières solides (métaux, solides organiques), les liquides organiques de faible activité qui sont incinérés et les effluents gazeux qui sont piégés. Des recherches sont effectuées pour

* Termes définis dans le glossaire

* Termes définis dans le glossaire

obtenir un meilleur conditionnement des déchets solides résultant notamment de l'utilisation de résines époxydes ou de ciments imprégnés de résine.

L'entreposage des déchets tritiés nécessite une ventilation car il est impossible de confiner totalement le tritium. Aussi tous les entreposages présents ou futurs, éventuellement de longue durée pour attendre la décroissance du tritium, sont-ils, ou seront-ils, dimensionnés pour pallier au dégazage des déchets solides entreposés.

Les déchets mixtes qui ne répondent pas au critères de stockage en surface sont considérés comme des déchets B. Les efforts de traitement, de confinement et d'entreposage devraient permettre, d'une part, de limiter les rejets gazeux durant l'entreposage et, d'autre part de, limiter les volumes à stocker en profondeur.

6.2.2.4 Conclusions et recommandations

Les activités de tritium mises en jeu dans le cycle du combustible sont importantes mais elles conduisent à des rejets inférieurs aux autorisations actuellement en vigueur.

Il existe un stock de colis de déchets tritiés mais les flux annuels de colis sont stabilisés à des valeurs relativement modestes et le seront, jusqu'au moment du démantèlement des installations nucléaires. Leur entreposage est assuré mais devrait sans doute être amélioré en matière de dégazage par l'utilisation de matrices plus confinantes.

Le stockage des déchets purement tritiés en surface est limité par des règles strictes, visant à minimiser l'apparition du tritium dans l'environnement ; il en va de même pour les déchets tritiés mixtes.

La gestion des déchets purement tritiés et mixtes, telle qu'elle est pratiquée, ne pose pas de réels problèmes scientifiques, elle nécessite des entreposages de longue durée. Il reste, toutefois, à définir ou à étudier certains points comme :

- l'amélioration des bilans d'activité qui passe par l'amélioration des mesures de l'activité des colis par des méthodes non destructives.
- le traitement des matières organiques,
- l'amélioration des conditionnements, y compris les conteneurs,
- et poursuivre la réflexion déjà bien engagée sur de nouvelles stratégies de gestion concernant l'entreposage de décroissance de longue durée, voire le stockage dédié pour certains types de déchets (stockage confinant ou non).

Le CEA a transmis à la Commission son programme de recherche sur ces déchets particuliers. Une synthèse figure dans l'annexe 3.

Les deux types de déchets qui méritent une attention particulière quant à leur devenir sont d'une part, le graphite contaminé en raison des tonnages importants et la présence d'autres radionucléides dont le ^{14}C , ^{36}Cl et, d'autre part, le sodium contaminé (pièges froids de Phénix* et de Superphénix) qui pose le problème de la destruction du sodium et du piégage des radionucléides. Un soin particulier doit aussi être apporté au devenir des eaux tritiées.

La Commission encourage les producteurs de déchets tritiés à poursuivre les recherches dans les voies engagées ainsi que leur réflexion sur de nouvelles stratégies de gestion et notamment les filières d'évacuation potentielles. Elle souhaite par ailleurs que le programme spécifique des recherches du CEA soit réalisé selon le calendrier annoncé.

6.2.3 Les Bitumes

6.2.3.1 Généralités - problèmes posés par les bitumes

Les colis d'enrobés de "boues de coprécipitation" dans le bitume, dits "déchets bitume" contiennent les radionucléides présents dans les effluents de retraitement (effluents FA/MA*), les éléments des réactifs utilisés pour les multiples coprécipitations et divers ajouts. En fait ces "boues" sont des mélanges de sels, soit solubles (20 à 30 %), soit insolubles (70 à 80 %). Leur composition chimique est complexe mais reste toujours constante pour les bitumes 80/100 de la STE3* de la Hague, mise en service en 1989, en raison du domaine de fonctionnement étroitement contrôlé des ateliers. Les boues fabriquées à la STEL* Marcoule, qui a été mise en service en 1966, sont de composition chimique plus variable. La production des colis de la STE3* est conforme au plan assurance qualité et aux "spécifications" (énoncé du domaine de fonctionnement, de leur composition chimique et radiochimique, propriétés physiques, propriétés intrinsèques des enrobés, gaz de radiolyse, lixiviation...) ainsi qu'aux normes pour le transport et l'entreposage. Celles-ci ont été approuvées par les autorités de sûreté françaises et étrangères. La production de la STEL* Marcoule est conforme à un plan assurance qualité depuis 1991, les spécifications sont en cours d'approbation.

* Termes définis dans le glossaire

* Termes définis dans le glossaire

Les bitumes possèdent un fort pouvoir agglomérant, une bonne inertie chimique et sont insolubles dans l'eau. Ils constituent donc, à priori, de bonnes matrices de confinement. La mise en oeuvre du bitume et de l'enrobé est aisée et convient à des utilisations industrielles traitant de grands volumes d'effluents (jusqu'à 100 000 m³/an). Ils sont utilisés à l'échelle industrielle depuis les années 1960 et ce, pour des déchets variés des réacteurs et des ateliers de retraitement (concentrats et résines échangeuses d'ions des réacteurs, boues de retraitement).

La caractérisation des colis bitume de la STE3* de la Hague est acquise pour leur comportement à court et moyen terme ; celle des colis de Marcoule reste à faire. Toutefois, jusqu'à aujourd'hui, le manque de recherche en vue de leur qualification pour une tenue à long terme laissait planer quelques doutes sur leur capacité à confiner les radionucléides. En particulier, pour le stockage géologique, les recherches n'avaient pas démontré que les produits de sa dégradation ne conduisaient pas à la complexation des radionucléides, ce qui aurait pu être rédhibitoire. C'est pourquoi la Commission a souhaité être éclairée sur l'état de ces recherches après avoir recommandé que celles ci soient intensifiées. Cette demande est justifiée au regard des quantités importantes de déchets bitumés en entreposage et de celles des boues encore à conditionner.

Des bitumes ont été utilisés pour conditionner des déchets de faible et moyenne activité comme des concentrats d'évaporateurs (déchets A) qui ont été stockés au CSM* ; des colis ciment-bitumes contenant des émetteurs alpha sont entreposés à Cadarache et assimilés aux colis bitume.

6.2.3.2 Inventaire

Le CEA ne possède que 16 fûts contenant au total 210 g de plutonium à Valduc. Les autres colis fabriqués ont été acceptés en surface du Centre de stockage de la Manche.

Fin 1996, il existe à La Hague 9500 fûts de déchets renfermant 207 TBq ($5,6 \cdot 10^3$ Ci) d'émetteurs alpha et 8610 TBq ($2,33 \cdot 10^5$ Ci) d'émetteurs bêta. En terme d'activité cela est équivalent à l'activité contenue dans un colis de verre. Ils sont entreposés dans un hall pouvant contenir environ 50 000 colis. A Marcoule, on comptabilise 58 250 fûts renfermant une activité alpha d'environ 490 TBq ($1,32 \cdot 10^4$ Ci) et une activité bêta de 62 900 TBq ($1,7 \cdot 10^6$ Ci). La reprise de certains fûts est programmée et l'entreposage pour tous les colis est en cours d'aménagement (construction de bâtiments de reconditionnement et d'entreposage). Les détails des inventaires figurent dans l'annexe 3.

A La Hague, il existe $10\,000\text{ m}^3$ environ de boues produites entre 1966 et 1989 (STE2)* entreposés en vrac dans 7 silos. Leur composition chimique et radiochimique est variable car le traitement chimique actuel n'a commencé qu'en 1989, mais en moyenne elle n'est pas trop éloignée de celle des boues de la STE3* . L'activité totale est de 3300 TBq ($8,92 \cdot 10^4$ Ci) alpha et 84 600 TBq ($2,29 \cdot 10^6$ Ci) bêta. La caractérisation de ces "boues vieilles" à l'aide d'échantillons prélevés en fonction de la hauteur dans divers silos est en cours. Les essais de reprise et de conditionnement dans du bitume sont à l'étude. La faisabilité semble acquise : ces boues pourraient donner lieu à la fabrication de 30 à 80 000 fûts selon l'activité maximale autorisée pouvant être incorporée par fût. Le point a été abordé au chapitre 4 axe 3, notamment en ce qui concerne la position de la Commission sur la décision industrielle de COGEMA.

6.2.3.3 Caractérisation des colis et reprise

Le CEA a réalisé de nombreux travaux d'expertise et de caractérisation des enrobés bitume. La fabrication et la spécification des colis actuels est le résultat des recherches intensives conduites entre 1983 et 1991, dont la Commission s'est fait l'écho dans ses précédents rapports. Les études les plus délicates ont porté sur le gonflement des enrobés sous irradiation. Elles ont conduit, par précaution pour l'entreposage, d'une part à restreindre l'activité par colis à 5,18 TBq (140 Ci) équivalent, sachant que pour la production de gaz de radiolyse 37 GBq (1 Ci) alpha représentent l'activité de 2,96 TBq (80 Ci) en émetteurs bêta - gamma et, d'autre part, à ne remplir les fûts qu'à 80% de leur volume. En fait, un fût de bitume pourrait contenir jusqu'à 13 TBq (350 Ci) équivalent pour des activités ayant un spectre de radionucléides du type de la STE3* .

Cette expérience est mise à profit pour les études actuelles, que nécessitent par exemple la spécification des enrobés de la STEL* de Marcoule ou l'expertise de bitumes anciens de Marcoule ainsi que la reprise des boues de la STE2* .

Dans le but de reconditionner certains colis défectueux, le CEA étudie des procédés de reprise des enrobés bitume : morcellement cryogénique ou fluidification et combustion, traitement thermique par torche à plasma en présence d'oxyde conduisant directement à une vitrification dans le four. L'obtention de résidus ultimes vitrifiés à haut pouvoir de confinement, avec une réduction concomitante de volume importante, sont des avantages

* Termes définis dans le glossaire

incontestables de ce procédé. Pour l'instant il n'a pas été appliqué sur des enrobés actifs mais il a été testé sur des enrobés réels inactifs.

6.2.3.4 Comportement à long terme des enrobés

Le comportement à long terme des enrobés constitue l'élément dominant pour le stockage géologique. Les principales connaissances à acquérir dans ce domaine sont :

- le relâchement des sels solubles et insolubles contenus dans les enrobés et des radionucléides associés,
- la production directe par irradiation-lixiviation et indirecte par biodégradation de composés organiques et leur effets sur la migration des radionucléides,
- la production de gaz par les deux mécanismes (irradiation-biodégradation), et leur impact dans le stockage.

Ces données sont nécessaires pour définir le concept de stockage des déchets bitumés, réaliser les barrières du champ proche et définir les spécifications définitives des colis destinés au stockage profond. Ces spécifications, éditées par l'ANDRA pour l'admission des colis au stockage, seront comparées aux résultats des recherches au fur et à mesure de l'acquisition des données, comme la Commission l'a souligné dans son deuxième rapport, afin d'obtenir une adéquation entre les critères d'acceptation et les caractéristiques des déchets.

Les résultats des études menées sur les enrobés de la STE3* par CEA-DCC, maître d'oeuvre dans ce domaine, montrent que :

- les sels sont dispersés de façon homogène sous la forme de particules de quelques microns et que ces particules sont également séparées de quelques microns. Le procédé de coprécipitation de la STE3* donne des sels solubles comme le nitrate de sodium (25%) ou insolubles comme le sulfate de baryum (60%),
- l'eau diffuse lentement dans le bitume jusqu'à saturation (0,5 %). Il s'établit un gradient de concentration en eau. Lorsque la teneur en eau est faible, les sels solubles s'hydratent en gonflant puis se solubilisent ; lorsqu'elle est élevée, c'est au tour des sels insolubles de s'hydrater, de gonfler et d'être lixiviés. Ces gonflements créent des interconnexions puis une porosité ouverte sur l'extérieur qui permet une pénétration

* Termes définis dans le glossaire

plus rapide de l'eau. Elle se produit pour un enrobé donné et pour une concentration caractéristique de l'eau. Le relâchement des radionucléides est donc finalement reporté sur les propriétés des sels vis à vis de l'eau. La dernière allégation relative au relâchement n'est pas très convaincante, aux yeux de la Commission au regard des analogues naturels (bitumes de Mésopotamie qui ont 3000 à 4000 années d'âge).

La modélisation de ces phénomènes est en cours et devrait permettre de mieux appréhender tous les mécanismes entrant en jeu dont certains sont à confirmer.

Dans les hypothèses prises en compte, le facteur limitant est la diffusion de l'eau, si elle est présente ; celle-ci impose le temps nécessaire pour qu'elle pénètre jusqu'au coeur du fût. Les facteurs importants sont la composition des enrobés et l'état du bitume qui lui-même dépend de la température, de la dose intégrée et de la présence de microorganismes.

Les microorganismes seront vraisemblablement présents dans un stockage profond et pourront se développer, car les bitumes, les sels et l'eau constituent les substrats nutritifs et énergétiques nécessaires et les rayonnements n'inhibent pas leur prolifération. Toutefois, l'effet devrait rester faible, inférieur à 8 % de dégradation en raison de la faible teneur en groupements énergétiques nécessaires à la vie microbienne (nitrate et sulfate). Cela est confirmé par des mesures sur petits échantillons. La cinétique de biodégradation est de type diffusionnel. La production totale de gaz, consécutive à cette cinétique serait inférieure au m³ par colis. Les gaz de radiolyse seraient, quant à eux, produits en plus faible quantité.

La radiolyse par irradiation gamma ou la radiolyse par les émetteurs alpha (enrobés dopés avec du plutonium 238) en présence d'eau libèrent en quantité notable des molécules solubles, glycols, nitrites et éventuellement complexantes, comme des acides carboxyliques, mais l'activité microbienne se développe préférentiellement à partir de ces molécules qui sont alors totalement dégradées. Il y a là un phénomène de compensation extrêmement important dont l'étude doit être poursuivie car le relâchement de matière organique par le bitume est un point important pour la migration des radionucléides.

Par ailleurs, il existe à l'état naturel dans la géosphère des bitumes qui peuvent avoir subi soit une biodégradation du type microbien, soit une dégradation radiolytique, voire les deux ; ces derniers qui renferment des inclusions d'oxydes d'uranium peuvent être considérés comme des analogues naturels des enrobés bitumés. Ils existent, par exemple,

dans la mine d'uranium de Lodève* ou dans le gisement de Cigar Lake* au Canada. L'étude moléculaire résultant de ces différentes altérations (radiolyse alpha et biodégradation cumulée) pourrait aider à la prédiction du comportement à long terme de ces matériaux organiques. Des études très fines sont en cours, conduites par le CREGU* de Nancy et conduisent, en première approximation, à considérer les bitumes comme un matériau résistant aux dégradations par la radiolyse et par les microorganismes.

6.2.3.5 Conclusions et recommandations

Les recherches sur l'évolution des enrobés bitume sont engagées et les résultats acquis montrent globalement une bonne résistance de cette matrice vis à vis de l'agression par l'eau et par les microorganismes. Elle est particulièrement étanche à l'eau. Ces résultats nécessitent néanmoins d'être confortés par des expériences complémentaires.

En particulier, les études devront s'intéresser au couplage de l'ouverture d'une porosité et de la biodégradation, à l'existence d'une biodégradation continue ou cyclique et à la lixiviation des sels insolubles dans des milieux représentatifs. Les sels coprécipitent les émetteurs alpha et il est important de savoir comment ceux-ci sont lixiviés.

Enfin, l'identification de la matière organique relâchée doit être poursuivie.

La nature et la physico-chimie des sels de coprécipitation qui sont enrobés sont primordiaux ; ainsi pour le procédé de la STE3* il y a au moins cinq sels plus ou moins solubles ; pour les autres enrobés, la nature et la quantité des sels pourraient être différentes.

La Commission recommande de poursuivre activement ces recherches et d'engager des études similaires et adaptées pour les enrobés bitume autres que ceux de la STE3*, y compris sur les enrobés mixtes (béton-bitume). Par ailleurs, elle estime que l'inventaire chimique précis des boues enrobées, notamment celles anciennes de Marcoule, est indispensable pour définir la capacité de rétention des barrières ouvragées.

* Termes définis dans le glossaire

6.2.4 Radionucléides particuliers : iode et césium

6.2.4.1 Généralités - Problèmes liés à l'iode et au césium

Parmi les isotopes du césium et de l'iode produits lors de la fission des noyaux lourds (uranium 235 et plutonium 239) présents à un instant donné dans le combustible UOX* et MOX*, l'iode 129 et le césium 135 sont particulièrement à prendre en compte pour estimer l'impact radiologique à long terme d'un stockage géologique des déchets nucléaires, en raison de leurs longues périodes : 16 et 2 millions d'années respectivement. Leurs taux de production dépendent, pour un noyau fissile donné, du taux de combustion et des pourcentages d'uranium et de plutonium des combustibles ; ces données sont disponibles. En revanche, leurs distributions dans les pastilles de combustible irradié et dans la gaine des crayons dépend de nombreux facteurs comme les gradients de températures et les propriétés chimiques de l'iode et du césium ; ces éléments peuvent former des composés car ils ont une forte affinité, étant situés aux extrêmes du tableau périodique. Ils coexistent par exemple dans l'interface entre le combustible et la gaine, aux interfaces inter-pastilles et dans les fissures de l'oxyde. Ils ont aussi un comportement propre, par exemple le césium peut former des oxydes gazeux.

Dans les réacteurs, on observe une fraction d'activité dite labile de quelques pourcent, essentiellement due aux isotopes de l'iode et du césium (et du xénon) dont une partie peut se retrouver dans l'eau du réacteur par diffusion dans la gaine ou lorsque quelques gaines sont fissurées. Cette activité est alors piégée sur les résines d'épuration de l'eau qui, une fois conditionnées, vont en stockage de surface (déchets A) car les isotopes contribuant à l'activité sont principalement à vie courte ou moyenne (moins de 30 ans). Dans le cas du stockage direct, cette fraction labile renfermant après entreposage les isotopes à vie longue sera lixiviée en premier. Si on retire le combustible, tout l'iode et le césium sont libérés à la dissolution du combustible. Seul le césium se retrouve dans les verres ; en effet, l'iode est piégé sur des filtres (2 % environ) ou évacué à la mer (96 % environ) par les effluents. Il reste cependant une fraction d'iode dans les coques et les embouts qui sont destinés au stockage profond.

* Termes définis dans le glossaire

Toutes les analyses de sûreté génériques d'un stockage de déchets du type B et/ou C montrent que l'iode et le césium sont les premiers radionucléides à apparaître dans la biosphère avec des contributions importantes à l'impact radiologique (dose engagée), mais différentes selon les cas comme on le verra dans le § 6.6.

Cela résulte principalement de deux facteurs :

- le comportement chimique. Tous les composés d'iode et de césium susceptibles de se former dans le champ proche d'un stockage sont solubles dans la gamme des concentrations attendues (depuis des traces jusqu'à des concentrations de 0,1 molaire), et de plus l'iode et le césium se présentent toujours, dans les conditions estimées pour un stockage géologique, sous deux formes très simples : l'anion iodure ou le cation césium,
- le facteur de dose* élevé de l'iode 129

De ces constatations, il ressort que l'iode et le césium méritent une attention particulière.

6.2.4.2 Inventaire

L'iode 129 et le césium 135 sont difficiles à mesurer directement par leurs émissions radioactives aux diverses étapes du cycle du combustible en raison de leur longues périodes, donc de leur activité spécifique faible. Les mesures précises demandent un protocole lourd. Mais on connaît leurs corrélations avec d'autres radionucléides plus faciles à mesurer in situ, par exemple, la corrélation iode 129- césium 137 (facteur 10^{-6} , récemment mesurée par EDF pour plusieurs déchets) ou cobalt 60 et corrélation césium 135-césium 137 (8.10^{-5} par exemple pour un combustible de référence, 3.10^{-6} pour les déchets EDF envoyés au CSA*). Ces corrélations sont en cours de consolidation dans le cadre d'un programme de recherche européen.

On constate toutefois que les bilans massiques mesurés et ceux fournis par les codes de calcul ne sont pas toujours concordants. La réduction de l'écart est en cours d'amélioration. Ces bilans sont exprimés en quantité de matière ou en activité (1 g d'iode 129 = 6 GBq ou 0,16 Ci, 1 g de césium 135 = 43 GBq ou 0,12 Ci) comme indiqué dans l'état des lieux des déchets (cf. annexe 3).

* Termes définis dans le glossaire

Le combustible UOX* de référence contient 170 g d'iode 129 par tonne de métal lourd* pour 210 g d'élément et 354 g/t de césium 135 pour 2 725 g d'élément. Ce sont les valeurs pour un taux de combustion de 33000 MWj/t. D'autres combustibles, comme les MOX*, en contiennent davantage. Ces valeurs sont calculées et recoupées par les mesures faites au retraitement.

Les rejets du parc EDF en iode 129 et césium 135 dans l'environnement sont quasi nuls. EDF envoie au CSA* 20 MBq/an ou $5,4 \cdot 10^{-4}$ Ci, d'iode 129 et 70 MBq/an ou $1,9 \cdot 10^{-3}$ Ci de césium 135 (les capacités radiologiques du CSA* sont respectivement de 0,3 TBq (8,1 Ci) et 60 TBq ($1,62 \cdot 10^3$ Ci)). Enfin les déchets de type B entreposés ne contiennent pas d'iode et seulement des traces de césium 135 : 0,1 MBq ($2,7 \cdot 10^{-6}$ Ci).

Les rejets gazeux de La Hague et de Marcoule en iode 129 représentent 30 et 35 % des autorisations qui sont de 0,11 TBq/an (3 Ci) et 0,15 TBq/an (4 Ci) respectivement. Avant rejet en mer, les effluents liquides sont mesurés. La Hague rejette 33 GBq/an avec une activité de l'ordre de 30 kBq/l ($0,8 \cdot 10^{-6}$ Ci/l). Cela représente environ 96 % du bilan entrant, le reste se retrouvant dans les rejets atmosphériques, 2%, et dans les filtres, 2%. De ce fait, selon les informations fournies par la COGEMA, l'iode dans les verres est négligeable et la teneur dans les coques cimentées est de 8 MBq/tU ($2,16 \cdot 10^{-4}$ Ci) ; elle est inférieure à 10 MBq/tU ($2,7 \cdot 10^{-4}$ Ci) dans les bitumes.

Dans le retraitement, 99,75 % du césium va dans les verres et 0,25% dans les coques et embouts.

La situation au CEA est moins claire. Des combustibles expérimentaux et militaires et des déchets B sont entreposés à Cadarache ; de même à Marcoule sont entreposés des verres (contenant environ 5 kg de césium 135) et d'autres déchets technologiques très actifs. Un bilan est en cours sur la base de quelques mesures et des déclarations d'activité des colis. Il n'y aura pas d'échantillonnage. Des colis seront repris et entreposés après mesure des caractéristiques radiochimiques ; c'est à ce moment là que le bilan sera confirmé.

* Termes définis dans le glossaire

6.2.4.3 Relâchement des radionucléides par les colis et leur migration dans les barrières ouvragées

Dans l'option du stockage direct, les combustibles irradiés renferment tout l'iode produit par la fission. C'est donc sur le colis que repose en premier lieu le retard à la dispersion de cet élément ; cela peut être obtenu, par exemple, en noyant les crayons dans un matériau insoluble qui le piégerait. Le CEA étudie la possibilité d'utiliser des ciments apatitiques, faciles à mettre en oeuvre, qui en fait, après leur prise, donnent de l'apatite hydroxylée dont on sait qu'elle est susceptible de retenir l'iode et le césium (voir chapitre 4 axe 3). La Commission a aussi traité de ce point dans son rapport n° 2.

En absence de conditionnement spécifique, les taux de relâchement annuels de l'iode et du césium par les combustibles usés sont estimés à 10^{-6} des activités totales initiales, après l'émission de l'activité labile* qui représente quelques pourcents (voir chapitre 4 stockage direct).

Dans le cadre du retraitement, le problème du conditionnement de l'iode dans une matrice ne se pose pas pour l'instant. Mais des recherches sont néanmoins conduites dans ce sens, comme la Commission l'a recommandé. Ces études s'orientent actuellement vers l'enrobage direct par une apatite de l'iodure de plomb obtenu après le piégeage de l'iode au retraitement. Il en résulte une céramique composite.

Les verres ne peuvent relâcher que du césium. L'importance de la formation du gel d'altération dans la tenue à long terme des verres et la rétention des radionucléides par ce gel a été présentée à la Commission. Il apparaît que le césium n'est pas retenu. Le terme source du césium est donc celui déduit de la vitesse d'altération du colis qui serait, annuellement, de l'ordre de 10^{-6} par rapport à l'inventaire présent dans le verre lors de sa fabrication.

Les colis, renfermant les coques et embouts, relâcheraient annuellement 10^{-3} de l'activité initiale en iode.

Tous ces termes sources sont calculés pour un débit d'eau de 0,1 l/m²/an dans le stockage profond.

Pour retarder la migration de l'iode et du césium dans le champ lointain d'un stockage, on étudie au CEA-DCC* et au CEA/DAMRI* la possibilité de réaliser des barrières dites

* Terme défini dans le glossaire

chimiques par adjonction aux argiles de dopants, apatites*, sulfures ou composés organiques à gros cations pour piéger l'iode et zéolithes* naturelles pour retenir le césium.

Les zéolithes ont une affinité remarquable pour le césium ; celui-ci est également retenu dans les argiles gonflantes type smectites*. La conception d'une telle barrière pour cet élément est assez avancée. Elle est fondée sur des études détaillées ayant conduit à une modélisation réaliste. Avec une épaisseur d'un mètre de barrière à base de smectite* renfermant 5 % de zéolithes, on arrêterait l'équivalent en masse du césium 135 d'un conteneur de verre.

La rétention de l'iode pose des problèmes plus spécifiques mais celle-ci serait possible avec un dopage de l'argile avec du sulfure de fer, de l'ordre du pour-cent, ce qui ne modifierait pas les qualités requises pour la barrière ouvragée. Ces résultats préliminaires et les conclusions de modélisations doivent être consolidées.

6.2.4.4 Migration dans la géosphère

La rétention du césium et de l'iode sur les argiles et le granite de la géosphère est très étudiée.

D'une façon générale, sur les argiles, la rétention du césium est très bien modélisée. Elle est importante et les argiles ont des capacités d'échange élevées pour cet élément. Mais pour prévoir la migration, il faut d'autres données, dont une partie a été acquise pour les sites potentiels examinés en France.

Ainsi de nombreuses mesures ont été faites, entre 1994 et 1996, en laboratoire, sur les carottes des argiles des sites de l'Est et du Gard (CEA-DAMRI)*. Dans ces milieux de perméabilités très faibles, le transfert est diffusif. Les coefficients de diffusion de l'eau, des ions iodures et césium, la porosité accessible à la diffusion et le coefficient de retard des ions sont connus ou en cours de mesure. La migration de l'iode est réduite par un phénomène dit d'exclusion anionique et celle du césium est limitée par rétention. Evidemment, les valeurs mesurées devront être confirmées in situ.

La migration d'un élément dans le granite est plus délicate à modéliser car elle est convective (vitesse de l'eau dans les fissures et partage surfacique) et diffusive (diffusion dans la matrice en bord des fissures qui est contrôlée par les mêmes paramètres que pour la diffusion dans l'argile). Les mesures concernant la diffusion de l'iode et du césium dans le granite de la Vienne sont en cours et on ne peut faire, actuellement, que des prévisions par

* Termes définis dans le glossaire

référence aux données génériques. Les paramètres liés à la convexion ne sont accessibles qu'in situ. L'iode ne sera pas retenu. Le césium le sera certainement partiellement en raison de la présence d'argiles d'altération dans le granite du site. Un programme de recherches est établi et, d'éventuelles mesures en laboratoire souterrain se préparent à l'aide d'expériences prototypes.

Dans les analyses de sûreté actuelles, on considère que tout le césium des verres ou des combustibles passera en solution. En fait, on peut se demander si la concentration du césium est régulée, comme celles d'autres éléments présents dans les eaux profondes, par la thermodynamique des phénomènes de dissolution-précipitation des minéraux qui, compte tenu de la composition des eaux (pH et concentration en ion chlorure), constituent des tampons minéralogiques. Des mesures réalisées sur de nombreuses eaux naturelles montrent que le césium se comporte comme un élément "à concentration contrôlée", mais le mécanisme n'est pas compris. Il pourrait s'agir d'une coprécipitation avec des phases de potassium. Ce point est évidemment important. Il doit être étudié de manière approfondie en priorité.

L'iode est retenu par la matière organique des sols en raison de son grand pouvoir d'halogénéation des molécules organiques ; son comportement est cependant difficile à prévoir car la rétention est souvent influencée par l'action des catalyseurs. L'iode a été identifié dans les substances humiques présentes dans les sols, dans les eaux où elles sont, soit dissoutes, soit sous forme colloïdale, et dans les phases minérales naturelles. Il est clair qu'elles jouent un rôle, mais celui-ci n'est ni quantifié, ni modélisé.

La migration des radionucléides dans la géosphère, dont la Commission a déjà rendu compte, reste toujours un sujet d'étude. Elle est abordée soit à l'aide de grands codes de calcul, soit à l'aide de modèles analytiques simples, suffisants par exemple pour une approche paramétrique qui permet de cerner rapidement l'importance des principaux facteurs de transfert dans le champ lointain. Plusieurs exercices de ce type ont été présentés à la Commission pour l'iode et le césium. Ils recourent les résultats de l'exercice EVEREST^{*}. La barrière géologique apparaît comme assurant un rôle de dilueur-retardateur et ces calculs permettent de faire des comparaisons des diverses performances dans les exercices de sûreté. Le CEA-DCC, l'ANDRA et l'IPSN possèdent quelques outils de modélisation pour ces approches.

6.2.4.5 Migration et modélisation dans la biosphère

^{*} Terme défini dans le glossaire

Les facteurs de transferts de l'iode et du césium dans la biosphère sont connus mais le calcul des impacts radiologiques nécessite le choix de scénarii, de biosphères types incluant des groupes critiques types, et de code de calculs. Pour l'instant la Commission n'a pas eu suffisamment d'information sur ces points importants qui sont en cours de discussion. On se reportera au § 6.2.5 pour mieux appréhender l'importance de ces données pour l'homme et son environnement.

6.2.4.6 Conclusions et recommandations

Les inventaires en iode des déchets, après avoir été approximatifs, se sont améliorés. On commence à avoir des fourchettes d'incertitude et des mesures assez précises par corrélation. Néanmoins, les bilans du CEA doivent encore être établis ou précisés. Certaines données concernant l'iode doivent être revues en fonction de l'amélioration des mesures. De même, il paraît nécessaire, à l'aide de mesures, de mieux définir les activités en iode des déchets du retraitement sans oublier les solvants usés et les pièges à iode.

Les relâchements de l'iode et du césium par les colis dégradés seront les plus importants comparés à ceux de tous les autres radionucléides. Les recherches en cours pour piéger ces éléments dans le champ proche d'un stockage de combustibles ou de verres (voire de coques cimentées ou simplement compactées) doivent être poursuivies. Elles paraissent sur la bonne voie.

Pour ce qui concerne la migration dans la géosphère, il convient de poursuivre l'acquisition des données de base (en convection et diffusion) et de poursuivre la préparation des expériences à réaliser dans les laboratoires souterrains pour valider les résultats obtenus en laboratoire. Il convient d'examiner aussi plus en détail le rôle des colloïdes issus des dégradations locales des matériaux qui pourraient augmenter la mobilité du césium dans les fractures. De même, la coprécipitation du césium avec le potassium dans des conditions proches de celles d'eaux profondes est à étudier car il est essentiel de connaître si la concentration du césium est naturellement régulée. L'étude plus approfondie des cycles géochimiques et biogéochimiques de ces radionucléides et de l'iode en particulier, est indispensable.

La Commission recommande d'examiner tous ces points ; la consolidation des inventaires constitue cependant une priorité à court terme.

6.3 La radiotoxicité des radionucléides à vie longue

Les déchets radioactifs destinés au stockage profond renferment, outre les actinides, des émetteurs β produits de fission et d'activation caractérisés par de très longues périodes comprises entre dix milliers et dix millions voire des milliards d'années.

Trois aspects sont à prendre en compte pour ces radionucléides.

La caractéristique de très longue période conduit à l'association d'une très faible radioactivité et d'une masse pondérable significative. Par ailleurs, ces radionucléides peuvent apparaître aux exutoires de la biosphère mélangés avec leurs isotopes stables provenant de diverses origines, c'est-à-dire subir une dilution isotopique. Enfin l'organisme ne peut assimiler qu'une quantité limitée d'un élément donné. Aussi convient-il, pour ces radionucléides, d'examiner dans chaque scénario si la masse délivrant 1 mSv peut, ou non, être ingérée en conditions normales, puis dans des situations particulières. Cela conditionne évidemment les calculs de dose qui doivent prendre en compte la possibilité que tout radionucléide présent dans une eau ne puisse être automatiquement assimilé par l'organisme.

Par rapport à cette situation, le premier point à régler est un point d'inventaire des quantités des différents isotopes de l'élément auquel appartient chaque radionucléide. Il faut que dans les inventaires, ces quantités apparaissent clairement pour chacun des différents compartiments, colis de déchets, barrières ouvragées et géosphère afin d'estimer les concentrations des éléments et leurs compositions isotopiques dans les eaux des exutoires. Ces données conditionnent par conséquent les quantités totales susceptibles d'être ingérées annuellement. Les concentrations finales dans les différents compartiments dépendent des phénomènes de régulation physico-chimiques qui eux-mêmes dépendent des concentrations locales durant la migration de l'élément (précipitations, coprécipitations ou non).

Ainsi pour le sélénium, l'inventaire devrait fournir les données suivantes :

- masse de ^{79}Se radioactif par type de colis (par exemple 5,0 g par colis de verre),
- masse des divers isotopes stables du sélénium (74, 76, 77, 78, 80 et 82) présente dans la matrice de confinement (par exemple 58 g par colis de verre) ; en effet le ^{79}Se ne représente qu'environ 8,6 % du sélénium total dans le verre,
- masse de sélénium stable présent en impuretés dans les conteneurs (4 ppm* pour l'acier inoxydable),
- masse de sélénium des matériaux utilisés pour les barrières ouvragées (2 ppm* pour certaines argiles),
- masse de sélénium présent dans la roche hôte (quelques ppm),

- concentration de sélénium dans les aquifères et les sols (quelques ppb* à quelques ppm*).

Pour examiner le deuxième point concernant l'ingestion des éléments et des radionucléides dans les conditions normales, on se reportera au tableau 6.1 qui permet de comparer les masses de radionucléides qu'un homme standard doit ingérer par an pour subir une dose de 1 mSv (colonne 3) et les masses totales que cet homme ingère annuellement dans les conditions normales (colonne 4).

Tableau 6.1

Caractéristiques des radionucléides de périodes supérieures à 10^4 ans
susceptibles d'être présents dans les déchets et ingestion des éléments correspondants

Radionucléides	Période (an)	*Gramme/mSv	Ingestion des éléments (g/an)
^{10}Be	$1,6 \times 10^6$	1×10^{-3}	$4,5 \times 10^{-3}$
^{36}Cl	3×10^5	$0,4 \times 10^{-3}$	$1,9 \times 10^3$
^{41}Ca	$1,4 \times 10^5$	$0,3 \times 10^{-3}$	4×10^2
^{79}Se	$6,5 \times 10^4$	$1,5 \times 10^{-4}$	$5,5 \times 10^{-2}$
^{87}Rb	$4,8 \times 10^{10}$	2×10^2	0,8
^{93}Zr	$1,5 \times 10^6$	$2,5 \times 10^{-2}$	1,5
^{94}Nb	$2,0 \times 10^4$	1×10^{-4}	0,2
^{99}Tc	$2,1 \times 10^5$	$0,2 \times 10^{-2}$	0
^{107}Pd	$6,5 \times 10^6$	$1,5 \times 10^{-2}$	?
^{126}Sn	1×10^5	$0,2 \times 10^{-3}$	1,4
^{129}I	$1,6 \times 10^7$	$1,5 \times 10^{-2}$	7×10^{-2}
^{135}Cs	$2,3 \times 10^6$	$1,2 \times 10^{-4}$	$3,6 \times 10^{-3}$
^{147}Sm	$1,2 \times 10^{11}$	30	?

* Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) * ; publications 23 et 72

On distingue à cet effet trois catégories de radionucléides :

* Termes définis dans le glossaire

- la catégorie des radionucléides de très longue période comme le rubidium 87 et le samarium 147 pour lesquels il est pratiquement impossible qu'ils délivrent 1 mSv tant la masse du mSv est élevée au regard de ce que peut tolérer l'organisme,
- celle des radionucléides qui ne posent pas de problème de masse car l'ingestion des isotopes stables est prépondérante. La dilution isotopique même si elle est importante (beaucoup d'apport d'isotopes stables) ne pourra pas empêcher que la masse du mSv soit éventuellement ingérée annuellement par l'homme standard. C'est le cas du sélénium 79 et du chlore 36, du calcium 41, du zirconium 93 et de l'étain 126. Toutefois, pour le palladium 107, il y a lieu de préciser la masse ingérée annuellement par l'homme standard.
- la troisième est constituée par deux radionucléides, le césium 135 et l'iode 129 pour lesquels la masse du mSv et celle ingérée par l'organisme sont du même ordre de grandeur. Ici la dilution isotopique peut jouer un rôle important et l'inventaire global doit être connu au mieux pour calculer les doses.

Le technétium 99 est un radioélément monoisotopique, normalement absent de la biosphère, il est donc à considérer à part.

Le cas de l'iode 129 est également particulier. En effet, l'iode est faiblement retenu par la géosphère et diffuse rapidement dans la biosphère d'où il est transféré, via la chaîne alimentaire, à l'homme.

Tous les organismes vivants, végétaux ou animaux, doivent adapter leurs comportements métaboliques aux conditions spécifiques du milieu dont ils dépendent. En ce qui concerne l'iode, l'adaptation des besoins nécessaires à un métabolisme permettant la survie et l'apport alimentaire dont il dispose, fait intervenir, chez l'homme, deux mécanismes de régulation :

- le premier fait varier la fraction de la quantité ingérée qui pénétrera dans le sang au travers de la paroi intestinale,
- le second contrôle la fraction de l'élément qui a pénétré dans l'organisme en faisant varier la quantité quotidiennement éliminée par les urines et les fèces.

C'est ce second mécanisme qui contrôle le temps de séjour dans l'organisme et qui intervient dans les modèles dosimétriques sous le nom de période biologique. Celle-ci est le temps au bout duquel la moitié de l'élément présent dans le corps aura été éliminée.

Pour l'iode, on connaît bien la relation quantitative entre la quantité quotidienne ingérée et sa fraction qui pénètre dans l'organisme. Plus la quantité ingérée est faible et plus la fraction incorporée dans l'organisme est élevée (pour 10 µg/jour d'iode ingérée, la captation est voisine de 90 % ; elle n'est que de 40 % pour un apport journalier de 100µg).

En revanche, on connaît moins bien la relation quantitative entre les quantités ingérées et la durée de la période biologique. Celle-ci est d'autant plus longue que l'apport est plus faible.

L'action de ces deux mécanismes, agissant dans une région où l'apport en iode est faible, se traduira par une augmentation de la dose délivrée par les iodes radioactifs. Cette augmentation n'étant significative que pour l'iode 129 dont la période radioactive est très longue.

Il est donc nécessaire que soient réalisées des études locales, sur chacun des sites retenus pour l'implantation de laboratoires souterrains, destinées à connaître les quantités annuelles d'iode stable ingérées afin de calculer avec précision les doses dues à un éventuel relargage d'iode 129 dans la géosphère puis dans la biosphère.

Finalement s'agissant du transfert et de la radiotoxicité des radionucléides à vie longue dans les situations particulières, il apparaît souhaitable d'examiner, pour les radionucléides à vie longue qui sont transférés aisément dans la chaîne alimentaire, les maillons qui pourraient, sous l'effet d'habitudes alimentaires, conduire à des écarts d'ingestion par rapport, à celle indiquée dans le tableau 6.1 pour l'homme standard de la CIPR* .

Les doses d'irradiation dépendent des concentrations en radioactivité des aliments, mais aussi des quantités de chacun de ces aliments qui sont ingérés chaque année.

Il existe des végétaux et des animaux qui concentrent la radioactivité du milieu.

Parmi ceux-ci les plus importants sont les plantes aromatiques et les produits pour infusion (le thym notamment), ainsi que les champignons, notamment certains d'entre eux qui poussent en milieu forestier. Les facteurs de concentration exprimés en rapport de concentration entre le végétal et le sol sont alors supérieurs à l'unité.

* Terme défini dans le glossaire

Certains poissons vivant dans des eaux peu mobiles et certains gibiers sont susceptibles d'accumuler des radioéléments dans leur chair.

Mais il est rare que ces aliments plus contaminés que les autres représentent une fraction significative de la ration alimentaire.

L'examen des problèmes liés à la radiotoxicité des radionucléides à vie longue conduit la Commission à formuler les recommandations suivantes :

- concernant l'inventaire : il est impératif d'estimer les masses des isotopes radioactifs à vie longue et des isotopes stables qui les accompagnent dans les déchets ainsi que dans l'ensemble du stockage et dans la géosphère environnante,
- concernant leur comportement dans la géosphère : il est indispensable d'évaluer, en raison des masses mises en oeuvre, la lixiviation à partir des colis, la dilution et la rétention dans les barrières ouvragées et la géosphère, à l'aide de la connaissance approfondie des mécanismes biogéochimiques,
- concernant le transfert dans la biosphère : un bilan de l'iode stable est à établir pour chaque site ; il est à compléter par une modélisation géochimique dans les sols et les eaux ainsi que le transfert dans la chaîne alimentaire,
- concernant certains radionucléides particuliers, comme le palladium 107 : les données alimentaires des isotopes stables sont à préciser,
- concernant les situations et habitudes alimentaires particulières : la radiotoxicité dans les compartiments sensibles est à établir pour les isotopes facilement transférables dans la chaîne alimentaire.

6.4 Autres déchets et autres radionucléides particuliers

Certains déchets spécifiques ont un avenir incertain parce qu'ils contiennent des radionucléides à vie longue difficiles à mesurer dans les colis et de plus, on connaît mal leur comportement dans les matériaux des barrières et les modes de transfert dans la biosphère.

Par exemple, les matériaux en graphite ou ayant piégé du gaz carbonique (colis de chemises des réacteurs UNGG* - Saint-Laurent-des-Eaux et Bugey - filtres) renferment du chlore 36 et carbone 14. Certains déchets de démantèlement des centrales contiendront du chlore 36. La capacité

radiologique du CSA* en chlore 36 est de 0,4 TBq (10 Ci environ) bien insuffisante devant les activités estimées (70 TBq soit 1900 Ci environ). Les paramètres habituels utilisés pour ce radionucléide dans les analyses de sûreté ont seulement été estimées par analogie avec l'iode. Il en va de même pour le carbone 14. L'autorisation de stockage au CSA* pour cet isotope est de 400 TBq (10000 Ci environ) alors que l'inventaire entreposé estimé est de 2000 TBq (54000 Ci environ). La capacité radiologique pour cet isotope sera saturée avec le stockage des déchets A courants de EDF. Le comportement et la migration du carbone dans la géosphère est encore mal connu.

Parmi les déchets particuliers, objet de la recommandation de la Commission, figurent également les filtres à iode, les solvants, les déchets magnésiens, les combustibles de recherche et de la propulsion navale*..

Il reste aussi à étudier ou à compléter les données sur le comportement en trace des éléments Ni, Se, Zr, Nb, Pd, Cd, Sn, dont certains isotopes radioactifs sont des produits de fission à vie longue. Ils ont reçu à ce jour moins d'attention que l'iode et le césium. L'impact radiologique de ces radionucléides, d'après les exercices préliminaires de sûreté, est semble-t-il plus faible, néanmoins il faut conforter les résultats des analyses de sûreté à partir des valeurs expérimentales des paramètres qui sont ensuite à injecter dans les modèles.

Enfin, certains radionucléides apparaissent dans des exercices de sûreté menés à l'étranger : argon 39, tantale 182, beryllium 10, calcium 41 ; des données seraient à acquérir afin d'évaluer l'impact radiologique en fonction de l'inventaire et de leur comportement dans le stockage.

La Commission souhaite recevoir, pour le rapport n° 4, les informations sur les déchets et radionucléides particuliers mentionnés afin d'évaluer les programmes d'étude et les priorités éventuelles à mettre en oeuvre concernant leur impact radiologique dans le stockage géologique.

* Termes définis dans le glossaire

CHAPITRE 7

REFLEXIONS DE LA COMMISSION SUR LA REVERSIBILITE

7.1 La réversibilité et le concept de stockage

La loi du 30 décembre 1991 aborde la question de la réversibilité des stockages en formations géologiques profondes en trois points qui sont rappelés dans l'encadré ci-joint.

Dans l'article 2, il est rappelé que dans l'article 3 de la loi n° 76-663 du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement, il est inséré un article 3-1 ainsi rédigé :

« Art. 3-1 - Le stockage souterrain en couches géologiques profondes de produits dangereux, de quelque nature qu'ils soient, est soumis à autorisation administrative. Cette autorisation ne peut être accordée ou prolongée que pour une durée limitée et peut en conséquence prévoir les conditions de réversibilité du stockage. Les produits doivent être retirés à l'expiration de l'autorisation.

Les conditions et garanties selon lesquelles certaines autorisations peuvent être accordées ou prolongées pour une durée illimitée, par dérogation aux dispositions de l'alinéa précédent, seront définies dans une loi ultérieure ».

Dans l'article 4, traitant des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, il est écrit :

« l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains, ».

Enfin, dans l'article 5, il est écrit :

« Les conditions dans lesquelles sont mis en place et exploités les laboratoires souterrains destinés à étudier les formations géologiques profondes où seraient susceptibles d'être stockés ou entreposés les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue sont déterminées par les articles 6 à 12 ci-dessous ».

Le rappel de la loi du 19 juillet 1976 dans l'article 2 de la loi du 30 décembre 1991 peut créer une ambiguïté car il y est fait mention de stockage souterrain en couches géologiques profondes de produits dangereux alors qu'il est précisé que l'autorisation ne peut être accordée ou prolongée que pour une durée limitée. Depuis 1976 une clarification a été faite pour l'emploi du terme « entreposage » lorsqu'il s'agissait d'un stockage de durée limitée et du terme « stockage » lorsqu'il s'appliquait à un dépôt de durée illimitée.

La loi du 30 décembre 1991 ne porte que sur les recherches à mener et notamment en laboratoires souterrains. Il est clairement défini que la décision d'implantation d'un stockage de déchets radioactifs ne pourra être prise que dans le cadre d'une nouvelle loi. Néanmoins les études ont pour objet d'aboutir à un avant-projet de stockage définitif et qui peut être réversible ou irréversible tel que mentionné dans l'article 4.

Les recherches en laboratoires doivent donc prendre en compte les deux options de réversibilité et d'irréversibilité d'un stockage.

La réversibilité telle qu'elle est présentée dans la loi se rapporte à ce que l'on appelle la «réversibilité de positionnement », c'est-à-dire à la récupération des colis pour les transférer en un autre lieu, quel que soit le motif de cette récupération. La réversibilité de positionnement se distingue de la réversibilité de conditionnement qui correspond à une reprise des colis pour modifier leur conditionnement, par exemple la reprise des déchets bitumés pour éliminer le bitume et le remplacer par une autre matrice de conditionnement. La réversibilité de conditionnement peut être une des motivations de la reprise de positionnement. D'autres raisons peuvent être imaginées bien qu'il soit difficile de prévoir à quelques dizaines d'années voire quelques siècles de distance ce qui pourrait motiver les générations suivantes de décider une récupération de déchets stockés. Quoi qu'il en soit, le principe de réversibilité apparaît comme le corollaire des droits des générations futures.

La Commission a jugé intéressant de connaître quelles étaient les approches de certains pays étrangers vis-à-vis de la réversibilité des stockages de déchets, approches qui en sont pour l'instant à un stade préliminaire.

7.2 Réflexions sur la réversibilité en Belgique, en Suède et au Canada

7.2.1 Etat de la question en Belgique

L'ONDRAF* a procédé à une réflexion particulière sur la question de la réversibilité à l'occasion de la présentation à la Commission. Des extraits du document fourni sont reproduits ci-dessous car ils représentent une intéressante contribution aux réflexions sur ce sujet.

Tout d'abord une tentative de « définition » :

« l'ensemble des mesures techniques et administratives permettant de reprendre le déchet de façon sûre avec un avantage net pour la société ».

La mise en oeuvre de ces mesures ne peut en aucun cas diminuer le niveau de sûreté du stockage ; elle ne se conçoit en principe que tant que la première barrière est à même de jouer son rôle de confinement et de protection mécanique.

Les modalités de mise en oeuvre de la réversibilité seront différentes d'une phase de stockage à l'autre ; la reprise de déchet est toujours possible, la façon dont on la garantit ou dont on la facilite évolue d'une phase à l'autre du stockage.

Au niveau officiel, c'est-à-dire des lois et arrêtés correspondants, l'« évacuation des déchets radioactifs » est définie comme « rejet ou dépôt de tels déchets sans intention de récupération. Ceci comprend notamment le dépôt éventuel en surface ou en couches géologiques ainsi que l'immersion dans les limites autorisées par les conventions internationales ».

La législation ne prévoit donc pas la réversibilité. Mais l'ONDRAF considère toutefois, que « l'intention de ne pas récupérer n'exclut pas ipso-facto que le déchet ne puisse être repris ».*

Pour ce qui concerne la phase d'exploitation du stockage ou « phase opérationnelle », le concept est complètement réversible pour les déchets C. A noter, que pour les déchets C la pose de matériau de colmatage n'intervient pas dans la problématique. La réversibilité proprement dite n'est plus réalisée pour les déchets B ou A après pose du colmatage.

A partir de ce moment, la reprise du déchet doit faire appel à des moyens extérieurs.

* Termes définis dans le glossaire

Après fermeture, il est considéré que toute opération de reprise s'apparente à une nouvelle exploitation minière.

L'intégrité de confinement est indispensable, ce qui est en faveur d'un suremballage pour les déchets C. Un tableau de synthèse est fourni :

La situation actuelle du concept belge est résumée dans le tableau ci-dessous :

Déchets/Phases	Phase opérationnelle	Après colmatage	Après scellement
A	réversible	. accès moyennant enlèvement du colmatage avec des moyens extérieurs . non prévu actuellement	. reprise par technique minière . non prévue actuellement
B	réversible	. accès moyennant enlèvement du colmatage avec des moyens extérieurs . non prévu actuellement	. reprise par technique minière . non prévue actuellement
C	réversible	réversible	. reprise par technique minière . non prévue actuellement

La récupération n'est pas prévue sans pour cela être exclue. Elle peut s'envisager sur une assez longue période avec une difficulté d'accès et de réalisation croissante au cours de la vie du dépôt et tant que la première barrière peut remplir son rôle de confinement et de résistance mécanique. Le stockage des déchets C est réversible jusqu'au scellement ; après scellement, le suremballage facilite la reprise du déchet par des techniques minières conventionnelles ; si la reprise devenait un élément du concept, il y aurait lieu d'optimiser le suremballage du point de vue de la protection biologique.

Le stockage des déchets A et B perd sa réversibilité au fur et à mesure de la pose du matériau de colmatage. Avant scellement, la reprise du déchet se fait par accès direct ; après scellement, la reprise du déchet se fait par technique minière conventionnelle. Si la reprise devenait un élément du concept, il y aurait lieu d'utiliser un matériau de colmatage approprié ; le suremballage, s'il s'avérait nécessaire pour des raisons de protection biologique, devrait être strictement limité afin de ne pas hypothéquer la sûreté à long terme du stockage.

En aucun cas, la sûreté à long terme - telle que démontrée par les calculs de performances - d'un stockage « réversible » ne peut être d'un niveau moindre que celle d'un stockage « non réversible ».

Une analyse assez complète est faite ensuite sur les différents aspects liés à la réversibilité et notamment des conditions nécessaires pour décider de la réversibilité. En phase opérationnelle ou d'exploitation, cette réversibilité est considérée comme un critère de conception raisonnable, ceci est valable jusqu'au scellement. Ensuite, il n'est plus question de parler de réversibilité mais de « reprise » des déchets, celle-ci pouvant être facilitée par un certain nombre de dispositions particulières. Mettre en place de telles dispositions est considéré comme un élément de réponse au « principe de prudence » ou en d'autres termes, de gestion du risque. Il est précisé que « l'ampleur des moyens que l'on pense devoir mettre en oeuvre pour faciliter la reprise du déchet doit s'apprécier en fonction du niveau du risque et des autres moyens déjà employés pour réduire ce risque ».

7.2.2 Etat de la question au Canada

L'exposé débute par une présentation générale du programme canadien fondé sur le stockage direct des combustibles irradiés (comme aux Etats-Unis) en formation géologique profonde. La roche choisie est le granite du bouclier arctique canadien, d'un volume considérable et de qualité exceptionnelle.

Concernant plus particulièrement la « réversibilité », la position fondamentale prise dans l'étude d'impact sur l'environnement est la suivante : *« Bien que les équipements nécessaires pour la réversibilité n'aient pas été construits et qualifiés, notre jugement est que toutes les opérations nécessaires sont réalisables avec la technologie existante ou directement accessible et pourraient être mises en oeuvre en toute sécurité ».*

« Nous concluons que le concept de stockage définitif devrait être réalisé avec une technologie disponible ou directement accessible ; et qu'il inclut des moyens de contrôles et de réversibilité ».

Dans un document réglementaire (R-71) de l'AECB* (Atomic Energy of Control Board), il est requis que *« Pour la période opérationnelle avant fermeture, le concept doit, comme une mesure obligatoire, incorporer des méthodes de réversibilité des déchets ».*

On peut donc dire clairement qu'au Canada la réversibilité fait partie, en principe, du concept de stockage définitif des déchets. Cette décision est justifiée au plan de l'éthique de la manière suivante : *« La génération qui a bénéficié de l'énergie nucléaire doit prendre la responsabilité du stockage définitif des déchets associés. Aucun dépôt définitif ne devrait être imposé aux générations futures, mais on devrait leur laisser les options d'une récupération des déchets et d'action de réparation si nécessaire ».*

A l'appui de cette position, les motivations suivantes sont données pour décider de la réversibilité :

- ressources à récupérer,
- corriger des défaillances,
- mettre en oeuvre une solution meilleure.

Une décision de récupération devrait être basée sur des informations et des analyses valables à l'époque considérée, prenant en compte les coûts, les risques et les bénéfices.

Un certain nombre d'exemples sont donnés des moyens conçus pour la récupération des colis de combustibles en situation de stockage, à partir d'une salle ou d'une cavité scellée.

La conclusion peut se résumer en quatre points :

- le concept canadien permet la réversibilité,
- la réversibilité est considérée comme une part importante pour l'acceptation du concept,
- la récupération et la possibilité de réparation font partie d'une approche prudente et constructive dans la perspective d'une réalisation, suivie au Canada et partout ailleurs,

- la réversibilité est une composante de notre responsabilité éthique vis-à-vis des générations futures.

7.2.3 Etat de la question en Suède

Contrairement au Canada, mais comme en Belgique, la Suède n'a pas pris en compte le concept de réversibilité de façon formelle.

De la même façon qu'en Belgique, ceci ne signifie pas que la réversibilité soit exclue ; pour les mêmes raisons, elle est réalisable durant toute la phase d'exploitation.

Un principe d'éthique a été donné par le SKN (organisme suédois responsable de la sûreté nucléaire dans le rapport n° 29 (1987) :

« Un dépôt devrait être construit de manière à éviter la nécessité de mettre en oeuvre des mesures de contrôle et de correction tout en laissant ouverte la possibilité d'effectuer des contrôles et d'appliquer des mesures correctives ».

Ceci sous-entend que le stockage doit être conçu pour une sécurité passive et que celle-ci ne peut être affaiblie par des mesures de contrôle ou de réversibilité. Ce point est d'ailleurs souligné dans les présentations des deux autres pays.

D'une manière globale la réflexion en Suède sur ce point de la réversibilité n'a pas été très approfondie mais le point de vue se rapproche des réflexions faites par l'ONDRAF.

7.3 Rappel de la position de l'ANDRA

Une recommandation avait déjà été faite dans le précédent rapport de la Commission et l'ANDRA avait établi en mars 1996 une fiche de suivi décrivant à la fois sa position et son programme de recherche sur la réversibilité d'un stockage (référence à la note datée de février 1995).

La réversibilité est définie comme la possibilité de ressortir des colis qui auraient été stockés dans des galeries en profondeur.

L'ANDRA analyse ensuite les contraintes techniques à prendre en compte à plusieurs niveaux : les ouvrages miniers (puits, galeries), les barrières ouvragées (types de matériaux), les moyens de manutention, les instruments de suivi (surveillance).

L'ANDRA considère qu'un même concept de stockage peut admettre successivement plusieurs niveaux de réversibilité. Le premier niveau correspond à des colis stockés dans une galerie ouverte. Les moyens de récupération des colis sont alors les mêmes que ceux utilisés pour leur mise en place. Le second niveau correspond à des galeries qui auraient été remblayées pour améliorer le confinement à long terme mais dont le déblaiement est possible.

Les niveaux suivants correspondent à des états du stockage dont le remblaiement est plus avancé, jusqu'au stade final du scellement des puits d'accès.

La fiche de suivi relative à la réversibilité en date du 16 avril 1997, précise quelque peu les niveaux de réversibilité ; ils sont au nombre de 5 :

- *« Niveau 1 : le colis est directement accessible dans l'alvéole ; seul un bouchon d'exploitation ferme celle-ci,*
- *Niveau 2 : la BO* est placée tout autour des colis mais l'alvéole est accessible ; le bouchon définitif est mis en place.,*
- *Niveau 3 : les galeries de manutention donnant accès aux alvéoles sont remblayées et scellées,*
- *Niveau 4 : les galeries de roulage sont remblayés et scellées,*
- *Niveau 5 : la recette fond et les puits d'accès sont remblayés et scellés. »*

L'ANDRA considère que « le fait d'avoir remblayé tout ou partie du stockage n'empêche pas nécessairement la réversibilité, si celle-ci a été inscrite comme objectif. Les moyens à mettre en place pour la récupération des colis sont simplement différents et donc à identifier dès l'évaluation du concept de stockage ».

On peut donc dire en résumé que l'ANDRA considère que la réversibilité reste possible même après scellement du stockage, si cela a été prévu, mais n'aborde pas la discussion sur la durée pendant laquelle cette récupération des colis reste possible.

* Terme défini dans le glossaire

7.4 Réflexions de la Commission

Pour préparer les présentations des représentants étrangers, la Commission avait défini un certain nombre d'aspects à discuter en relation avec la notion de réversibilité.

Ces différents aspects sont rappelés ci-après :

- a) réversibilité : conditions nécessaires pour décider de la réversibilité,
- b) réversibilité et principe ALARA (impact biologique),
- c) réversibilité et notion de coût-bénéfice,
- d) réversibilité et acceptation publique du stockage,
- e) réversibilité et intrusion humaine,
- f) frontière entre la réversibilité d'un stockage et un entreposage souterrain,
- g) réversibilité après fermeture du stockage,
- h) réversibilité en fonction du type de déchets : combustibles irradiés, verres, déchets B.

Lors de la discussion avec Monsieur MINON, le représentant belge de l'ONDRAF, la Commission a pu apprécier la qualité des réflexions faites sur ces différents points et en a partagé la pertinence (voir le texte complet en annexe 7).

La Commission a particulièrement souligné certains points concernant la justification de la réversibilité, les conditions auxquelles elle doit répondre notamment en fonction du temps.

Envisager une récupération des colis ne peut être justifié par une inquiétude sur les imperfections de la réalisation du stockage ou des doutes identifiés sur le comportement à long terme du stockage et sa sûreté. Si tel était le cas, la Commission estime alors, qu'il ne faudrait pas prendre la décision de réaliser ou de sceller un tel stockage.

En d'autres termes, la Commission considère que la prise en compte dans les objectifs d'une réversibilité du stockage ne peut pas permettre de faire l'économie de l'excellence du stockage.

Toutefois, on peut imaginer que des événements imprévus, favorables ou défavorables, surviennent dans les décennies ou siècles prochains et qu'ils puissent justifier, aux yeux des générations futures la prise de décision de récupération des colis. Ces événements peuvent être des améliorations des techniques, telles que leur application puisse justifier la reprise des colis en termes d'amélioration de sûreté. Ils peuvent aussi être dus à des événements et perturbations non prévisibles au moment de la réalisation du stockage (phénomènes naturels majeurs), ou, encore, à un intérêt très élevé pour la récupération de certains éléments contenus dans le stockage (par exemple les éléments de la mine du platine).

Donc, au cours de la phase d'exploitation et avant scellement, la Commission considère que la réversibilité est imposée par la loi et que tous les contrôles doivent être faits, par la mise en place de capteurs appropriés, de la vérification, au moins à court terme, des données du site utilisées pour la modélisation du comportement à long terme du stockage.

Les dispositions techniques qui pourraient être prises pour faciliter une reprise ultérieure des déchets ne doivent, en aucun cas, affaiblir la sûreté passive du stockage.

Après la mise en place du dernier colis, une décision prévue par la réglementation devra être prise en ce qui concerne la date et les conditions du scellement du stockage. Une période probatoire ou de réflexion pourra éventuellement être décidée, le stockage étant alors en situation d'entreposage en profondeur.

Après scellement, la Commission considère qu'on ne peut se prononcer sur la durée de la réversibilité. Cette durée dépend de plusieurs paramètres.

Le terme de réversibilité peut être respecté pendant toute la durée d'intégrité des colis qui pourraient être transférés avec la protection de l'emballage qui a servi à leur mise en place et les dispositifs de manutention associés.

On peut estimer aujourd'hui que la durée d'intégrité des colis peut être très variable d'une catégorie de colis à une autre ; la question peut donc être posée sur le plan de la cohérence pour la longévité de tous les colis mis en situation de stockage profond. Une autre approche pourrait porter sur un concept modulaire de stockage par catégories de colis afin qu'il n'y ait pas d'interférence en raison de la durée de longévité des différents colis sur la réversibilité d'ensemble du stockage.

A plus long terme, et, en particulier, si l'intégrité de confinement des colis n'est plus garantie, le terme de réversibilité perd son sens propre et on peut définir celle-ci comme une reprise ou une récupération des radionucléides stockés dans leur champ proche ; cette récupération relève alors du domaine des travaux miniers.

Cette récupération à long terme peut devenir difficile mais non impossible si les moyens nécessaires sont considérés comme justifiés par les générations futures.

Il est bien sûr nécessaire dans un tel contexte que la mémoire du stockage soit conservée et que des dispositions soient prises pour garantir cet objectif sur des périodes de temps appropriées.

ANNEXE 1

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 Général Honoraire de 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)

- Raimond 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) - Membre correspondant de l'Académie des Sciences.

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.

Commission Nationale d'Evaluation

Tour Mirabeau - 14ème étage

39-43 Quai André Citroën

75015 PARIS

TEL : 01 40 58 89 05

FAX : 01 40 58 89 38

ANNEXE 2

Compléments d'information sur les activités de la Commission

- suivi historique des événements
- référentiel et lexique des recommandations de la Commission
- compte-rendu succinct des visites de la Commission aux Etats-Unis et Canada

1 - Suivi historique des événements

Afin de pouvoir replacer dans le temps et jusqu'en 2006, les activités de la Commission, le secrétariat établit annuellement un récapitulatif des événements. Le suivi présenté ici prend la forme de deux tableaux synoptiques qui situent les principaux événements avant et après la mise en place de la Commission Nationale d'Evaluation (tableaux 2.1 et 2.2).

Les rubriques retenues sont :

- ◇ les faits marquants de la Commission,
- ◇ les faits marquants concernant les 3 axes de recherche,
- ◇ les faits marquants concernant les laboratoires souterrains,
- ◇ les faits marquants relatifs à la gestion des déchets.

Années	94	95	96	97	98
Commission Nationale d'Evaluation	27/01 Nominat membres	29/03 Installat de la Commission	31/05 1ère réu Commission	27/06 1er rapp Commission Castaing Superphénix	11/09 Création Commission Castaing Superphénix
				27/06 2ème rapp Rapport Commission Castaing	10/09 3ème rapp
Recherche sur les 3 axes de la loi		8/09 1ère réu CNE - Acteurs de la loi	23/12 Lettre ministérielle Plan Programme	05/96 1er plan programme	8/01 Lettre ministérielle : Stratégie industrielle - programme
			01/96 Création Gédéon	03/97 04/97 Création Plan programme Pace	05/97 Stratégies industrielles Plan programme de recherches Stratégie des recherches
Laboratoires souterrains	01/94 Autorisation pour les recherches géologiques sur site	02/95 Dépot par l'ANDRA du 1er dossier d'étape	02/96 Avis du Groupe Permanent Déchets sur les sites	05/96 2ème rapp d'étape ANDRA	01/97 Arrêtés préfectoraux sur les sites
			04/96 Dossier sur les sites au gouvernement Avis DSIN	15/05 Autorisation de présentation des DAIE sur les sites	02/97 Début des enquêtes publiques
Gestion des déchets		06/95 Révision RFS* III.2e (Stockage de surface)	02/96 Création Commission TURPIN sur le Centre Manche	03/96 Rapport de la Commission TURPIN	01/97 Commission surveillance Centre Manche
				07/96	5/03/97 Rapport sur C. RUBBIA (Office Parlementaire) M. BIRRAUX

* Règles fondamentales de sûreté

Tableau 2.2

Origine : CNE

2 - Référentiel et lexique des recommandations de la Commission

La Commission, dès son deuxième rapport, a affiché clairement qu'elle entendait assurer un suivi de ses recommandations. Un chapitre du rapport est régulièrement consacré à cette rubrique. Cependant, afin de faciliter la tâche, le secrétariat de la Commission a établi un référentiel et un lexique qui a pour but de permettre de retrouver très rapidement l'ensemble des recommandations sur un sujet donné.

Le référentiel comporte dix rubriques et plusieurs sous-rubriques.

Le lexique associé permet, dans une rubrique ou sous-rubrique, de retrouver le titre générique de la recommandation. La localisation de la recommandation comprend deux colonnes ; dans la première, sont répertoriées les recommandations figurant dans le résumé et les principales conclusions ; dans la seconde, celles citées tout au long du texte des rapports.

Le repérage se fait à quatre niveaux :

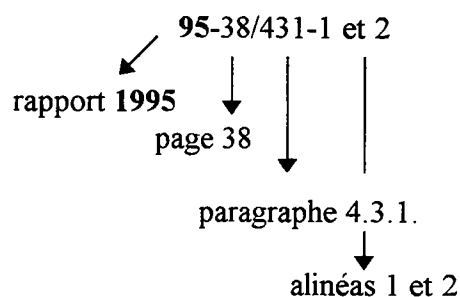
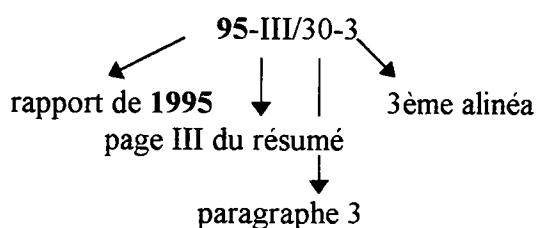
- ◇ l'année du rapport (en gras) : **95, 96** ...
- ◇ la page : chiffre romain pour les recommandations du résumé
chiffre arabe pour les recommandations dans le corps du texte.
- ◇ le paragraphe ou chapitre
- ◇ l'alinéa voire la phrase.

Exemple :

Rubrique 4 : Déchets - caractérisation - spécifications - inventaire

4 b : Radionucléides importants

Hierarchisation des radionucléides :



On trouvera ci-après le référentiel complet des rapports n° 1 et 2 pour les 10 rubriques.

Rubrique 1 : Coordination générale - Coordination technique

1a - Nécessité de coordination

95-I/20-2/2 et 3	95-5/010-19
96-III/020-1 à 4	96-1/010-2 et 3
	96-24/421-4

1b - Coordinations particulières

• <u>Sous-Traitance</u>	95-V/40-13	95-68/652-2
• <u>Séparation</u>		95-58/581-8
• <u>Systèmes innovants</u>		95-59/582 - 5 et 6
• <u>Superphénix</u>	96-V/040-1/3	
• <u>Champ proche</u>	96-VI/040-2/1	
• <u>Travaux IPSN</u>	96-VII/040 - 2/4	96-104/628-6
• <u>CST/GD</u>		96-26/421 - 11
• <u>Axe 2</u>		96-100/626 - 3 à 5

1c - Mise en place : coordination - réflexion stratégique

• <u>Réflexion stratégique</u>	96-25/421-6
• <u>Mission coordination</u>	96-26/421 - 13 et 14

Rubrique 2 : Calendriers - Echéanciers - Plans-Programmes

2a - Calendrier - Echéanciers

• <u>Communication calendriers des recherches</u>	95-II/20-4	95-68/652-2
• <u>Fixation calendriers - cahiers des charges sous-traitants ANDRA</u>	95-V/40-11	
• <u>Calendrier tendu de l'ANDRA</u>		95-67/651-2
• <u>Calendrier réduction des déchets - séparations</u>		96-10/022-3
• <u>Calendrier des fiches de suivi</u>		96-11/022-10

- Calendrier des spécifications des colis 96-19/033-9

2b - Plans-Programmes - Plans pluriannuels

- Calendrier prévisionnel pour l'ensemble des acteurs 95-68/651-7
- Information programme - budget - difficultés 96-IV/021-5 et 6
- Programme de recherche des laboratoires souterrains 96-VI/040-2/2
- Programme stockage direct 96-VIII/040-3/11
- Plan-Programme - Objectifs - Coordination - Missions 96-3/020-1 et 2
- Plan-Programme - Objectifs - modalités de financement 96-9/021-6 et 7
- Plan-Programme - Entreposage - Stockage direct 96-11/022-8
- Programme - Calendriers - Moyens 96-129/640-1 et 2

2c - Publications - Documentation

- Encouragement des publications 96-130/640-3 et 4

Rubrique 3 : Stratégies de base

3a - Stratégie générale

- Nécessité stratégique générale - réflexion
stratégique - clarification 95-II/30-2
- Stratégie globale de la loi 95-3/010-11
- Stratégie des acteurs 95-23/341-3
- Nécessité du choix stratégique pour la gestion
des déchets 95-34/415-3
- Affinement du plan stratégique global 95-37/430-2

- Besoin d'une réflexion stratégique permanente 95-37/430-3
- Nécessité de prendre en compte tous les aspects de gestion 95-58/581-7
- Stratégie de recyclage du plutonium 96-IV/030-2
- Stratégie pour les combustibles irradiés - Multirecyclage 96-28/4221-2
- Stratégie URT - U appauvri 96-29/4221-3
- Stratégie à long terme pour les systèmes innovants 96-32/4222-5

3b - Stratégie pour l'Axe 1

- Stratégie Séparation - Transmutation et
Séparation - Conditionnement 95-III/040/2 à 4 96-30/4221-b3
96-V/030-3
- Objectifs stratégiques de l'Axe 1 95-42/510-2
- Stratégie Axe 1 : Plan Programme 96-10/022-3
- Concept Séparation - Transmutation de l'Axe 1 95-43/510-4
- Concept Séparation - Conditionnement des Axes 1 et 3 95-43/510-5
- Stratégie globale pour les actinides mineurs 95-44/520-2
- Stratégie globale pour les PF et PA 95-44/520-3
- Transmutation - Systèmes innovants 95-IV/040-7 96-30/4421-b4
- Incinération des actinides 96-V/030-4 96-10/022-4
- Recyclage du plutonium 96-V/040-1/1

- Incinération dans le parc existant 96-33/4222-7
- Etudes de séparation 96-VI/040-1/4
- Besoins de clarification pour établir la stratégie dans l'Axe 1 95-38/432-1
- Nécessité de renforcer les études et moyens de l'Axe 1 95-26/411-9
- Nécessité de l'interaction des équipes 96-66/6111-2
- Nécessité de réduction des risques potentiels et résiduels 95-44/520-4

3c - Stratégie pour l'Axe 2

- Stratégie Axe 2 96-62/534-11
- Rappel stratégie Axe 2 96-42/051-5
- Eléments complémentaires de choix des sites 96-62/054-2 à 6
- Flexibilité du stockage profond 95/60-610-3
(phrases 3 et 4)
- Nécessité d'un stockage profond 95-32/414-4
- Nécessité du programme de recherche de l'Axe 2 95-32/414-5
- Nécessité et volume des travaux de l'Axe 2 95-26/411-10
- Sous-traitants ANDRA 96-93/620-8

3d - Stratégie pour l'Axe 3 - Conditionnement

- Stratégie pour l'Axe 3 - conditionnement - matrices 95-V/40-19

- Stratégie Séparation - Conditionnement 95-86/724-10
- Stratégie conditionnement - Entreposage EDF 96-28/4221-4
- Objectifs généraux pour le conditionnement 95-75/710-18
- Objectifs généraux pour les conteneurs 95-92/744/2 à 4
- Conditionnement des déchets B 95-VI/40-21

3e - Stratégie pour l'Axe 3 - Entreposage

- Stratégie entreposage - Option retraitement 95-VI/40-22
- Stratégie entreposage - Option stockage direct 95-VI/40-23
- Entreposages 96-VIII/40-3/10
- Données pour la stratégie entreposage 95-38/431-5
- Liaison stratégie entreposage et stockage direct 95-39/433-2
- Stratégie conditionnement - Entreposage EDF 96-28/4221-4

Rubrique 4 : Déchets - Caractérisation - Spécifications - Inventaire

4a - Inventaire

- Rappel nécessité de l'inventaire 96-18/033-1
- Mise à jour régulière de l'inventaire 95-II/20-5
- Etat des lieux des déchets B et C 95-23/340-1
- Déchets de démantèlement - déchets futurs 95-23/341-5 à 7

4b - Radionucléides importants

- Hierarchisation des radionucléides 95-III/30-3 95-38/431-1 et 2
- Liste des radionucléides pour le stockage 95-69/653-8
- Inventaire des radionucléides importants 96-18/033-2
- Inventaire en vue de l'impact 96-19/033-6

4c - Caractérisation - spécifications des déchets

- Spécification des colis 95-69/653-9 et 10
- Spécifications colis B + Marcoule 95-24/342-1 et 2
- Spécifications des colis pour les déchets anciens 95-24/342-4 à 6
- Caractérisation des déchets issus de la fission 95-86/724-12 et 13
- Caractérisation et spécifications des déchets B 96-18/033-5
- Caractéristiques d'évolution à long terme des matrices 95-69/653-9 et 11

4d - Déchets anciens

- Critères pour la reprise des déchets anciens 95-VI/040-20
- Nécessité et critères pour la reprise 95-19/310-2
- Calendrier - conditionnement - estimation des volumes 95-23/341-8
- Prévisions d'inventaire 95-23/341-4
- Reprise de déchets déjà conditionnés 95-40/434-2 et 3
- Choix du conditionnement des déchets anciens 95-87/731-5
- Informations nécessaires pour le calendrier des déchets anciens 95-87/731-7 à 13

- Décisions de reprise des déchets anciens 95-87/733-1 à 4
- Reprise des boues anciennes STE₂ 96-VIII/040-9

4e - Déchets particuliers

- Liste des déchets particuliers à examiner 95-24/343-1 à 3
- Moyens d'études pour déchets particuliers 95-40/434-2,5 et 6
- Caractéristiques et statut de U appauvri et URT 96-IV/030-2 96-19/033-7
- Edition des spécifications des colis et calendriers 96-19/033-8 et 9

4f - Combustibles irradiés

- Inventaire des combustibles pour le stockage direct 95-23/341-10
- Nature et tonnage des combustibles 95-39/432-8
- Cahier des charges pour le stockage des combustibles 95-69/653-9 et 13
- Etat des lieux - entreposage des combustibles 95-99/7542-1 à 3
- Flux des combustibles irradiés EDF 96-IV/030-1
- Etat des connaissances des combustibles irradiés 96-VIII/040-8
- Réflexion et programme pour le stockage direct 96-VIII/040-11
- Terme source des combustibles irradiés 96-119/63132-6 et 7
- Entreposage des combustibles irradiés 96-129/6324-5

4g - Déchets futurs

- Prévisions des déchets futurs 95-23/341-9
- Prévisions des déchets issus de la séparation-transmutation 95-23/341-11

- Déchets du retraitement des MOX et HTC 95-24/342-3

Rubrique 5 : Données et notions particulières - clarifications - Contextes particuliers

5a - Etudes de sûreté

- Etudes préliminaires de sûreté 95-63/630-3
- Nécessité des études itératives 95-III/30-6 95-40/434-2 et 4
- Rappel des besoins d'études de sûreté 96-45/052-4
- Poursuite des exercices de sûreté comparatifs 96-102/627-12
- Prise en compte des données géologiques pour les études itératives 95-V/40-17 96-72/655-3
- Objectifs quantifiés de l'Axe 1 pour les études de sûreté 95-38/431-1,3 et 4
- Interaction recherches et études de sûreté 95-71/655-1
- Paramètres utilisés dans les études de sûreté 96-30/4221-2
- Approche pour les études de sûreté et les modélisations 95-72/656-1
- Rôle de l'IPSN dans les études de sûreté 96-VIII/040-4
- Elaboration du dossier de sûreté des entreposages 95-93/751-3
- Dossier de sûreté des entreposages et agressions externes 95-93-751-5
- Surveillance de la première barrière de l'entreposage 95-93/751-7

5b - Durée de stockage - réversibilité

- Durées pour le concept de stockage - réversibilité 95-III/30-4
- Dates-clés pour la durée du stockage 95-38/432-2

- Durée du confinement dans le stockage 95-38/432-3
- Durée de la réversibilité 95-38/432-4
- Optimisation de la réversibilité 95-39/432-6
- Motivations de la réversibilité 95-39/432-7
- Opération de stockage définitif et réversibilité 95-60/610-2
- Niveaux et durées de réversibilité des barrières 95-69/653-6

5c - Durée des entreposages

- Durée entreposage « longue durée » 95-III/30-5
- Clarification de la longue durée des entreposages 95-35/415-10
95-39/433-3
- Entreposage et report de décision 95-73/710-9 et 10

5d - Contextes particuliers

- Etudes de géoprospectives et paléocirculations 95-V/40-16
- Besoins des études de systèmes 95-40/434-2,7,8 et 9
- Suivi des doctrines et des choix 95-41/440-2 à 4
- Retour d'expérience d'entreposage 96-128/6323-7

5e - Suivi du contexte international

- Etudes étrangères : concepts et options 95-69/653-7
- Réalisation entreposages étrangers 96-126/6322-5

Rubrique 6 : Laboratoires souterrains

6a - Concept de stockage

- Programme du concept des barrières ouvragées

95-69/653-4

6b - Colis - Conteneurs

- Données de base pour les colis

95-V/40-15

- Conception des conteneurs - manutention des colis

95-69/653-9 et 14

- Définition des surconteneurs avec options pour la réversibilité

95-69/653/9 et 12

- Durée de confinement des colis

95-69/653-3

- Poursuites études conteneurs

96-122/63142-5 et 6

6c - Barrières ouvragées - Champ proche

- Données de base pour le champ proche

95-V/40-15

- Interaction dans le champ proche

95-66/644-1

- Rôle - Durée des barrières ouvragées

95-69/653-2 et 5

6d - Barrières géologiques

- Solubilité iode-césium dans les barrières géologiques

96-VII/040-3

6e - Architecture pour les laboratoires souterrains

6f - Recherches pour les laboratoires souterrains

- Présentations des programmes expérimentaux

95-V/40-14

- Expérimentation en laboratoires souterrains

95-62/620-5

- Dossiers d'autorisation d'implantation et d'exploitation 95-68/651-3 à 6
- Objectifs de recherche en laboratoires souterrains 95-69/653-3 à 6
- Coordination - Encadrement pour les programmes en laboratoire 96-100/126-5

6g - Données géologiques (hydrogéologie - géochimie, migration...)

- Evaluation globale des sites 96-3/000-13
- Données de base de géologie et d'évolution du milieu géologique 95-70/654-1 à 6
- Reconnaissances des formations géologiques 95-62/620-5
- Données de base pour la géochimie - migration 95-V/40-16
- Etudes complémentaires sur les sites - Comité à l'Energie Atomique 11/04/96 96-II/020-3,5 et 6 96-43/051-8
- DAIE - Est 96-50/532-8
- Etudes complémentaires - Gard 96-56/533-6
- Etudes complémentaires - Vienne 96-61/534-10

6h - Modélisation

- Modélisation du milieu d'accueil 95-66/644-1

Rubrique 7 : Séparation - Transmutation

7a - Séparation

- Nécessité du retraitement poussé 95-46/530-9
- Nécessité Séparation-Transmutation - Séparation-Conditionnement Séparation-Césium 95-57/581-2 à 6

- Poursuite des recherches de séparation-modélisation 96-90/62125-2
- Encouragement sur les recherches séparatives 96-VI/040-1/4
- Hiérarchisation des radionucléides 96-80/6115-7
- Diminution de la radiotoxicité des déchets du retraitement 95-45/530-6
- Minimisation des déchets dans la séparation-transmutation 96-91/6122-2
- Effort sur les moyens d'analyse 96-88/61212-12 et 13
- Mise en service d'Atalante 96-88/61212-10

7a1 - Actinides mineurs

- Démonstration de la séparation 96-83/6121-9
- Priorité séparation Am et Cm 95-IV/040-5 et 6 95-54/560-9
(phrases 1,5 et 9)
- Coextraction du Np 95-53/560-5
- Molécules de séparation des actinides 95-54/560-8
(phrases 1 et 5)
- Recherche sur les diamides 95-53/560-7
(phrases 1 et 8)
- Etudes Diamex 96-86/61211-10
- Etudes Sésame 96-87/61212-7 et 8

7a2 - Produits de fission

- Recherche sur PF particuliers 96-90/61215-3
- Séparation du césium 95-57/581-2 à 6
- Séparation industrielle du césium 96-90/61214-5

7a3 - Systèmes innovants de séparation

- Rendement des systèmes de séparation 95-44/530-1

- Nécessité de faisabilité avant 2006 95-45/530-3

7a4 - Séparation - conditionnement

7b - Transmutation

- Nécessité des recherches pour la transmutation 95-58/582-1

- Amélioration des performances 95-IV/040-8

7b1 - Transmutation en réacteur

- Evaluation de la Commission Castaing 96-V/040-1/3
- Superphénix - incinération des actinides 96-74/61131-5
- Superphénix - outil de faisabilité pour l'irradiation 96-74/61132-1 à 4

7b2 - Multirecyclage du plutonium

- Scénarios de recyclage 96-V/040-1/1 96-71/6112-8

7b3 - Systèmes innovants

- Identification des options techniques 95-IV/040-9
- Coopération des acteurs 95-IV/040-10
- Création Gédéon 96-V/040-1/2
- GDR-GEDEON - recherches innovantes 96-77/6114-4

7b4 - Technologies annexes de la transmutation (chimie, corrosion, pyrométallurgie...)

Rubrique 8 : Entreposage de longue durée

8a - Durée - réversibilité

- Surveillance et réversibilité des entreposages 95-93/751-7
- Retour d'expérience - entreposage 96-128/6323-7

Réalisation d'entreposage à l'étranger 96-126/6322-c)5

8b - Options - conceptions

- Réflexion sur la conception d'entreposage de longue durée 95-98/7541-4
- Soutien de la réflexion sur l'entreposage 96-VIII/040-3/10
- Etudes conceptuelles d'entreposage de longue durée 95-26/4111-11
- Présentation de la conception des nouveaux entreposages 95-VI/040-22
- Etudes entreposage en surface et subsurface 95-99/7543-2 et 3

8c - Contraintes des entreposages

- Entreposage : option de gestion pour l'attente d'une solution technique 95-74/7101-11
- Conteneurs - surconteneurs pour l'entreposage 95-98/7541-3

8d - Entreposage des déchets du retraitement - recherche

- Entreposage COGEMA 96-124/6322-a)3
- Entreposage CEA 96-125/6322-b)5

8e - Entreposage des combustibles

- Entreposage pour l'option stockage direct 95-VI/040-23 95-99/7542-1 à 3
- Informations sur le stockage direct 96-VIII/040-3/11

8f - Entreposage des déchets futurs

Rubrique 9 : Conditionnement matrices

9a - Verres

- Etudes fondamentales sur les verres 96-109/6311-11
- Poursuite des recherches à long terme sur les verres 95-84/7240-2
96-109/6331-12
- Mécanismes de corrosion et modélisation 95-78/7221-12
- Modélisation prospective de la lixiviation 96-VII/040-3/3
- Modélisation et études sur les verres spécifiés 96-110/6311-17
- Diffusion du silicium dans les verres 96-109/6311-7
- Recherches sur les nouveaux verres 95-84/7240-2
- Poursuite des recherches sur les verres 95-V/040-19
(phrase 1)

9b - Liants hydrauliques

- Dégradation des ciments 95-80/7223-10
- Etudes sur les liants hydrauliques 96-VII/040-3/4
- Altérations des liants hydrauliques et études BPR 96-115/63123-9

9c - Bitumes

- Dégradation des bitumes 95-79/7222-6
- Poursuite des recherches à long terme sur les bitumes 96-VIII/040-3/7 95-85/724-3
- Comportement à long terme des bitumes 96-133/63122-6

9d - Nouvelles matrices

- Recherches sur les nouvelles matrices 96-VIII/040-3/6 95-85/724-5 à 11
- Nouvelles matrices et stratégie séparation -conditionnement 96-117/63124-8
- Choix rationnels sur les matrices minérales 95-V/040-19
(phrase 3)
- Procédés innovants - Déchets B - (Boues STE₂) 96-113/63110-6
- Exploration sur les ciments apatitiques 96-117/63124-9

9e - Comportement à long terme des matrices en entreposage et stockage

- Poursuite sur le comportement à long terme des matrices 95-V/040-19
(phrase 2)
- Harmonisation des tests pour le comportement à long terme 95-V/040-19
(phrase 4)

9f - Spécifications des matrices et colis

- Etablissement des spécifications des colis 96-VII/040-3/1 95-69/653-9 et 10

9g - Matrices des conteneurs - surconteneurs

- Interfaces déchets - conteneurs - environnement 95-35/415-8
- Recherche sur les conteneurs et matériaux métalliques 96-VII/040-3/7
- Recherches sur la corrosion 96-118/63131-5

Rubrique 10 : Etudes fondamentales

10a - Etudes générales

- Etudes fondamentales et prospectives sur la séparation 96-VI/040/1/4
- Etudes systèmes 95-40/434-2,7 et 8
- Recherches fondamentales sur les mécanismes géologiques 95-64/630-8
- Etudes géoprospectives 95-66/644-2

10b - Analogues naturels

- Etudes sur Oklo 95-75/656-2
- Etudes d'analogues des matrices de conditionnement 95-86/724-14

10c - Etudes Socio-politiques

- Besoins des études 95-41/434-10

10d - Modélisation

3 - Compte-rendu succinct de la visite de la Commission aux Etats-Unis et au Canada

La Commission Nationale d'Evaluation a effectué une visite technique aux Etats-Unis et au Canada du 9 au 16 avril 1997.

3.1 - Visite aux Etats-Unis

Aux Etats-Unis du 9 au 13 avril, elle a rencontré des représentants de quatre organismes impliqués dans la gestion des déchets radioactifs :

- la Commission chargée de la réglementation nucléaire (Nuclear Regulatory Commission - NRC^{*}),
- le Département de l'Energie et en particulier l'Office chargé de la gestion des déchets radioactifs civils (Department of Energy - DOE^{*} - Office of Civilian Radioactive Waste Management - OCRWM^{*}),
- l'Agence de Protection de l'Environnement (Environment Protection Agency - EPA^{*}),
- la Commission Technique d'Evaluation des Déchets Radioactifs (Nuclear Waste Technical Review Board - NWTRB^{*}).

Le décret de 1982 (Nuclear Waste Policy Act) définit les trois éléments principaux pour la gestion des déchets de haute activité :

- le déchet de haute activité
- la réglementation pour un stockage définitif
- les responsabilités.

^{*} Termes définis dans le glossaire

Pour les organismes rencontrés, les responsabilités dans le cadre du décret de 1982 sont les suivantes :

- DOE/OCRWM* : caractérise le site de stockage, construit et exploite le stockage (son rôle est similaire à celui de l'ANDRA en France).
- EPA* : établit les standards pour le stockage ; elle a en charge l'intrusion humaine et la biosphère.
- NRC* : met en conformité la réglementation du stockage avec les standards de l'EPA ; édicte, si nécessaire, d'autres prescriptions techniques ; autorise le stockage (son rôle est similaire à celui de la DSIN en France).
- NWTRB* : il est de création plus récente et relève directement du Sénat ; composée de 11 scientifiques à temps partiels et de 15 techniciens permanents, il est chargé d'évaluer le travail du DOE/OCRWM sur Yucca Mountain* ; il rapporte et exprime ses recommandations directement au Sénat et au Président. Il ne figure pas dans le Nuclear Policy Act de 1982.

Concernant les sites de stockage, deux sont actuellement en cours d'études et de travaux :

- le WIPP* (Waste Isolation Pilot Plant) ; cette installation est destinée à recevoir des déchets contenant des actinides (TRU Waste*) en provenance des sites militaires ; ce site, situé près de Carlsbad se trouve dans une formation saline ; selon la réglementation, il n'y a pas de réversibilité pour ces déchets ; après l'édition des standards par l'EPA*, une autorisation pourrait être délivrée l'année prochaine.

* Termes définis dans le glossaire

- Yucca Mountain^{*} ; ce site, localisé dans le Nevada à proximité de l'ancien champ de tir (Nevada Test Site^{*}), est constitué de tuffs volcaniques ; il est destiné au stockage des combustibles irradiés. Selon le calendrier administratif, la caractérisation de ce site devrait être achevée en 2001 ; l'autorisation de construction est attendue en 2005-2006 ; il serait opérationnel en 2010. Une décision devrait être prise prochainement concernant la construction, à proximité du site, d'un entreposage centralisé en plein air pour les combustibles irradiés en attente de stockage.

Pour ce site, la réglementation (10 CFR^{*} - Code of Federal Regulations) prévoit une réversibilité de 50 ans et fixe le pourcentage de relâchement d'activité des colis. Les standards de l'EPA^{*} devraient être publiés dans quelques mois.

Sur le terrain, le tunnel de 8 kilomètres creusés en de profondeur est sur le point d'être achevé ; la caractérisation « in situ » peut donc débuter.

Deux problèmes fondamentaux apparaissent :

- la roche est fracturée, la vitesse d'infiltration de l'eau est plus rapide que celle imaginée ; des analyses récentes attestent de l'arrivée de ³⁶Cl (chlore 36) dans les eaux collectées dans certaines failles ; cet isotope proviendrait des irradiations liées aux tirs, effectués il y a une cinquantaine d'années sur le « Nevada Test Site^{*} »,
- la vitesse de déplacement de la nappe, située sous le stockage serait de l'ordre de 1 à 5 m par an ; le premier soutirage d'eau potable se situe à 18 km du site.

^{*} Termes définis dans le glossaire

Evolution actuelle de la situation

- le NTWRB* recommande au DOE* de creuser un complément de galerie perpendiculaire à celle existante, pour explorer la zone principale du stockage et vérifier le dispositif des failles et des infiltrations; le NTWRB* se réunit 3 fois par an dont 2 à Yucca Mountain* ; les réunions sont ouvertes au public. La Commission Nationale d'Evaluation dispose des principaux rapports du NTWRB* et les recevra, à l'avenir, au fur et à mesure de leur publication,
- l'EPA* dispose de trois mois pour édicter ses standards,
- la NRC* suit les travaux de caractérisation du site et analyse les résultats en conformité avec la réglementation existante ; elle se prépare par ailleurs à mettre sa réglementation en conformité avec les futurs standards de l'EPA* ; le compte-rendu d'activité 1996 a été envoyée à la Commission Nationale d'Evaluation,
- le DOE* poursuit les travaux sur le site de Yucca Mountain* et attend la décision relative au site d'entreposage centralisé,
- durant la période de visite de la Commission, sous l'égide de la Commission Energie et Ressources Naturelles (Energy and Natural Resources Committee* du Sénat) présidée par le Sénateur MURKOWSKY, le Sénat débattait sur l'adoption d'une loi sur les déchets radioactifs prévoyant la réalisation immédiate à Yucca Mountain* d'un entreposage centralisé à ciel ouvert, devant la menace des producteurs d'électricité et de nombreux états de cesser le paiement de la taxe d'un mill par kWh produit et l'obligation faite au DOE* par la justice de respecter l'échéance fixée par la loi, (le DOE* doit accueillir au 31 décembre 1998 les combustibles irradiés). La position de l'administration paraît fragile. Néanmoins, la Maison Blanche maintient, à ce jour, une opposition ferme à tout projet d'entreposage qui anticiperait la détermination préalable de la viabilité d'un site profond.

* Termes définis dans le glossaire

En raison du veto du Président CLINTON sur cette proposition, la majorité des 2/3 du Sénat est donc requise.

La loi n'a été votée en première lecture qu'à une majorité de 65% des voix au Sénat et reste devoir passer l'épreuve de la Chambre des Représentants. Elle devra, si elle est votée par la Chambre des Représentants, passer en Commission de conciliation avant d'être soumise à nouveau au vote au Sénat. La situation des combustibles irradiés est donc dans une double impasse : les producteurs n'ont plus de capacité d'entreposage et engagent des procès contre le DOE* ; le DOE* ne peut accueillir les combustibles des producteurs, faute d'un site d'entreposage.

3.2 - Visite au Canada

Les thèmes techniques retenus pour la visite de la Commission du 13 au 16 avril sont au nombre de quatre :

- information sur le programme de stockage de l'EACL*
(l'Energie Atomique du Canada, Limitée),
- information sur les études des analogues naturels de Cigar Lake* situé dans le Saskatchewan,
- la visite du laboratoire souterrain et des laboratoires de surface
(URL* - Underground Research Laboratory - Whiteshell Laboratory*),
- la rencontre avec le Comité technique consultatif sur les programmes de recherches de l'EACL* (TAC* - Technical Advisory Committee).

* Termes définis dans le glossaire

3.2.1 - Information sur le programme de stockage de l'EACL*

Le programme de gestion des combustibles irradiés a été présenté par Colin ALLAN, Directeur Général, Sciences Physiques et Environnementales, Chef du site de l'URL*.

En 1977, un groupe d'experts (Commission Hare*) recommande la recherche pour un stockage géologique. En 1978, l'EACL* met en place un programme de recherche et de développement ; en 1981, le gouvernement instaure une évaluation et une enquête publique avant le choix du site pour le laboratoire souterrain près du Lac Bonnet, à Pinawa, dans le Manitoba.

La caractérisation du site a débuté en 1980 ; la phase de construction s'est déroulée selon deux programmes :

- installations de surface de 1982 à 1987,
- laboratoire souterrain de 1983 à 1990 ;

le laboratoire a été opérationnel en 1989 et est prévu d'être exploité jusqu'en 2011 ; la phase de fermeture et de démantèlement est programmée entre 2011 et 2014.

Ce programme a donné lieu à d'autres grands rendez-vous :

- 1988 : définition du concept de stockage,
- 1989 : début du processus d'évaluation et d'enquête publique,
- 1996 : mise à l'enquête publique de l'Etude d'Impact sur l'Environnement (EIE).
- 1997 : évaluation complète du projet de stockage souterrain.

* Termes définis dans le glossaire

Parallèlement, l'EACL* s'est doté depuis 15 ans d'un Comité technique consultatif (TAC* - Technical Advisory Committee) composés de membres désignés par les grands organismes et instituts de recherches canadiens.

3.2.2 - Information sur les études des analogues naturels de Cigar Lake*

Les informations ont été fournies conjointement par Jan CRAMER de l'EACL* et Alain MARVY, Directeur de COGEMA Inc*, exploitant de Cigar Lake*.

Les études sur les analogues naturels figurent en bonne place dans le programme de l'EACL* ; deux objectifs leur sont assignés :

- la compréhension des processus fondamentaux qui ont régi l'évolution à long terme des milieux naturels,
- l'acquisition de la fiabilité de l'évaluation pour prédire l'évolution à long terme des milieux naturels.

Le site de Cigar Lake*, dans le nord du Saskatchewan, présente de nombreuses caractéristiques que l'on peut mettre en parallèle avec celles prises en compte dans le concept de stockage canadien. Il s'agit d'un gisement d'uranium inclus dans de l'argile renfermant en moyenne 8% d'uranium avec quelques rares concentrations atteignant 55% d'U. La mise en place de ce gisement à environ 500 m de profondeur s'est déroulée en 3 stades successifs de paragenèse :

- uraninite* (en présence de Ni-Co-Fe sous forme d'arséniates et de sulfures) dans l'illite* entre 1362 et 1287 millions d'années,
- uraninite* et pechblende* (en présence d'arséniates et de sulfures polymétalliques) dans la sidérite* entre 1100 et 1000 millions d'années,

* Termes définis dans le glossaire

- pechblende* et coffinite* (en présence de sulfures de fer et de plomb) dans l'hématite* entre 320 et 293 millions d'années.

Ces diverses phases de migration et de dépôt, dans des conditions d'oxydo-réduction variables, ont permis à l'EACL* de bien appréhender les solubilités des éléments chimiques et définir les grandeurs de certains paramètres du milieu et de l'eau :

- conductivité hydraulique : $\leq 10^{-9}$ m/s
- temps de résidence de l'eau souterraine : $2-8 \cdot 10^4$ ans
- absence de kaolinite* dans le gisement, ce qui atteste d'un très faible transport de masse
- temps de résidence du ^{36}Cl : $>10^5$ ans
- âge du ^{14}C dissout dans la phase organique : $>1,5 \cdot 10^4$ ans
- datation des séries de l'uranium présent sur les particules en suspension : $8 \cdot 10^3$ ans.

Dans ce gisement, les argiles ont donc assuré une isolation à très long terme du dépôt d'uranium contre les agressions de l'aquifère ; elles ont contrôlé le potentiel d'oxydo-réduction du milieu et ont constitué une barrière efficace pour la migration des radionucléides.

Ces données ont permis à l'AECL* d'une part, de redéfinir les fonctions de la barrière ouvragée du stockage et, d'autre part, de concevoir une barrière ouvragée à 3 étages pour assurer ces fonctions.

En prolongement de ces études sur Cigar Lake*, l'EACL* mène, à présent, des études dans des gisements analogues renfermant des matériaux constitutifs des conteneurs (Ni, Cu ...) afin d'obtenir les informations nécessaires pour évaluer la durabilité des conteneurs notamment en matière de corrosion et de solubilité des métaux.

* Termes définis dans le glossaire

3.2.3 - Informations sur le laboratoire de recherche souterrain (URL*) et les laboratoires de Whiteshell

L'URL* (Underground Research Laboratory) est un laboratoire dit méthodologique car il ne sera jamais transformé en site de stockage. Creusé dans le granite du bouclier canadien, ce laboratoire souterrain comporte deux niveaux de galerie : à 240m et à 420m. Une douzaine d'expérimentations fondamentales sont conduites dans ce site dont certaines depuis 1982. Les principales expérimentations en cours concernent : le comportement du conteneur et de la barrière ouvragée, la migration des radionucléides dans des blocs de granite découpés, l'injection de ciment dans les failles, le transport en solution de traceurs radioactifs dans les blocs fracturés, les scellements miniers, la stabilité de l'excavation, le transport de solutions dans la zone de roche endommagée par le creusement, l'évolution des contraintes de la roche in situ, le comportement de barrières multiples et, bien évidemment, l'ensemble des tests nécessaires à la caractérisation et l'expérimentation sur les différents capteurs (300 à 400 pour l'ensemble du laboratoire). Deux expérimentations viennent de débiter : le programme microbiologique et la diffusion in situ des radionucléides ; les essais de creusement des galeries sont en cours de programmation. L'exploitation de ce laboratoire nécessite environ 70 chercheurs/ingénieurs assistés d'environ 60 personnes dans les laboratoires de Whiteshell situés à quelques kilomètres du site. Ces laboratoires ont un double rôle : l'appui technique de l'URL* d'une part, et les études spécifiques complémentaires d'autre part. Au titre de l'appui technique, trois fonctions peuvent être identifiées : les mesures et analyses (eau, colloïdes, roches, échantillons divers ...), l'exploitation et la modélisation des résultats acquis par l'ensemble des capteurs du site, la préparation des essais en laboratoire de surface et le test des matériels pour l'expérimentation dans l'URL*. Au titre des études spécifiques, des essais sont menés sur l'évolution des conteneurs et des matériaux (corrosion, propriétés mécaniques, fatigue ...), sur l'attaque et la corrosion des combustibles irradiés, sur la simulation des barrières ouvragées (rayonnement, température, pression, matériaux et produits de corrosion ...). Sept grands silos bétonnés ont ainsi été construits pour ces simulations. Les matériaux des conteneurs et leur

* Termes définis dans le glossaire

comportement sont testés en cellules chaudes et dans des bacs renfermant des grappes de combustibles usés pour tester les effets des rayonnements. Les études sur la dissolution des combustibles irradiés sont réalisées dans 5 cellules blindées équipées de l'appareillage d'examen pour les échantillons de combustibles.

3.2.4 - Information sur le Comité technique consultatif de l'EACL* (TAC* - Technical Advisory Committee)

Ce Comité technique consultatif sur le programme de gestion des déchets du combustible nucléaire a été créé en 1979 à la suite de la première commission Hare* (1977) et l'agrément de 1978 sur le programme de gestion des combustibles irradiés. Depuis 1979, il est présidé par le Dr. L.W. SHEMILT, professeur à l'Université McMaster de Hamilton dans l'Ontario. Il est constitué de 10 à 16 membres nommés pour un ou trois ans par les principales sociétés ou instituts de recherche canadiens (chimie, mécanique, géoscience, physique, biologie, informatique, mines, métallurgie...). Ce comité est financé par l'AECL*. Il est chargé d'examiner les programmes de recherche, les méthodes et démarches utilisées dans les essais, les travaux des sous-traitants, les propositions de recherches nouvelles ; il expertise les résultats et formule des recommandations et des conseils. Un rapport annuel est adressé au Directeur Général des Programmes de l'EACL*. Il est le fruit des auditions et des réunions plénières (4 à 6 par an) et de plusieurs réunions de sous-comités regroupant des spécialistes invités par des membres du comité (6 à 12 par an).

Le Comité organise également des réunions publiques et des colloques scientifiques. Entre 1980 et 1996, le secrétariat scientifique, le président et certains membres du comité ont publié pas moins de 75 articles scientifiques dans divers congrès, revues ou sous la forme de monographies. Depuis sa création, 15 rapports annuels ont été rendus publics (en anglais et en français) ; ces rapports mentionnent en référence de nombreuses publications nationales ou internationales effectuées par les chercheurs de l'EACL* et d'autres organismes participant aux recherches.

Lors de la rencontre à Toronto, entre le Comité technique consultatif et la Commission Nationale d'Evaluation, le Président du Comité a rappelé et commenté les principales recommandations et conclusions relatives à l'hydrogéologie, au site, à la sûreté ; il a fait part, en outre, de son sentiment que l'astreinte au jugement des pairs des travaux des chercheurs et l'évaluation par le Comité, avaient permis l'enregistrement d'un gain de crédibilité certain auprès de la communauté scientifique et du public.

La Commission dispose de plusieurs rapports d'évaluation édités par le TAC*.

ANNEXE 3

Etat des lieux des déchets B et C

En complément des données du chapitre 6 du rapport, cette annexe a pour but de reprendre, sous forme de graphiques et tableaux, les principales données fournies à la Commission.

1. Compléments au § 6.2.2 : déchets tritiés

Afin de préciser les inventaires des déchets tritiés, cette annexe décrit 6 points particuliers :

- la classification des déchets tritiés,
- le flux du tritium chez les producteurs,
- le bilan des déchets tritiés stockés et entreposés,
- le bilan des rejets de tritium chez les producteurs,
- le bilan massique du tritium,
- la synthèse du programme des recherches du CEA sur les déchets tritiés.

1.1 Classification des déchets tritiés

Les déchets tritiés sont à classer en deux catégories :

- les déchets tritiés purs qui ne renferment que du tritium ; ils relèvent principalement de l'entreposage de longue durée puisque, au bout d'une centaine d'années, leur activité atteint un niveau très faible en raison de la période de l'isotope (12,3 ans) ;

- les déchets tritiés renfermant d'autres radionucléides émetteurs $\beta\gamma$ ou α ; ce sont les déchets tritiés mixtes. Cette catégorie, selon l'activité respective du tritium et des autres radionucléides, peut se subdiviser en :
 - ◇ déchets renfermant moins de 200 GBq/t de tritium et répondant pour les autres radionucléides aux contraintes du CSA* ; leur filière d'évacuation est le stockage en surface,
 - ◇ déchets renfermant plus de 200 GBq/t de tritium et répondant pour les autres radionucléides aux contraintes du CSA* ; ceux-ci nécessitent un entreposage de longue durée préalable avant leur évacuation en surface,
 - ◇ déchets renfermant des quantités variables de tritium et ne répondant pas pour les autres radionucléides aux contraintes du CSA* ; ceux-ci nécessitent un entreposage de longue durée, puis une évacuation dans le stockage géologique, et relèvent de la loi du 30 décembre 1991.

La première catégorie est constituée d'une part, de déchets liquides (principalement de l'eau tritiée ou de l'eau lourde) et, d'autre part, de déchets solides issus des ateliers de traitement du tritium ou de sources.

La deuxième catégorie est constituée principalement de déchets solides, qui ont pour origine, le cycle du combustible dans son ensemble : réacteurs, retraitement, laboratoires de recherche, industrie ainsi que d'autres sources.

Au niveau des réacteurs, trois familles de déchets sont concernées :

- les déchets de procédé des réacteurs en exploitation,
- les crayons de certains types de grappes des REP*,
- les graphites des réacteurs UNGG.

* Termes définis dans le glossaire

Au niveau du retraitement, le tritium est présent dans les compartiments suivants :

- les déchets de structure (coques et embouts, magnésium ...),
- les déchets de procédé (résines, solvants ...),
- les déchets technologiques.

Au niveau des activités liées à la fabrication du tritium, deux déchets sont à considérer :

- les culots de fusion des cibles d'irradiation,
- les déchets de fabrication et métaux activés ou d'usinage, les porte-cibles

Au niveau des laboratoires et prototypes, trois types de déchets sont produits :

- les résidus de traitement des effluents,
- les déchets technologiques (métaux, pièges froids de Phénix et Superphénix ...),
- les déchets divers (huiles, solvants ...).

1.2 Le flux de tritium chez les producteurs

Etant donné la dispersion des flux de tritium soit dans les rejets liquides et gazeux, soit dans les déchets évacués à l'ANDRA ou entreposés, la Commission a demandé aux trois producteurs principaux de lui établir un bilan du flux annuel. Ces flux sont présentés dans les trois tableaux numérotés 3.1 à 3.3. En ce qui concerne le CEA (tableau 3.1), la Commission a reconstitué le schéma à partir des valeurs qui lui ont été communiquées le 28 avril 1997 (DCC/Dir-AR/CR-97/0705) ; il manque toutefois le flux des déchets tritiés mixtes et notamment ceux renfermant des quantités de tritium ou de radionucléides supérieures aux normes d'acceptation du CSA*, qui relèvent spécifiquement de la loi du 30 décembre 1991. Par ailleurs, il n'y a pas de distinction entre les rejets liquides et gazeux.

CEA

(DCC/DIR-AR/CR-97/0705)

(28/04/1997)

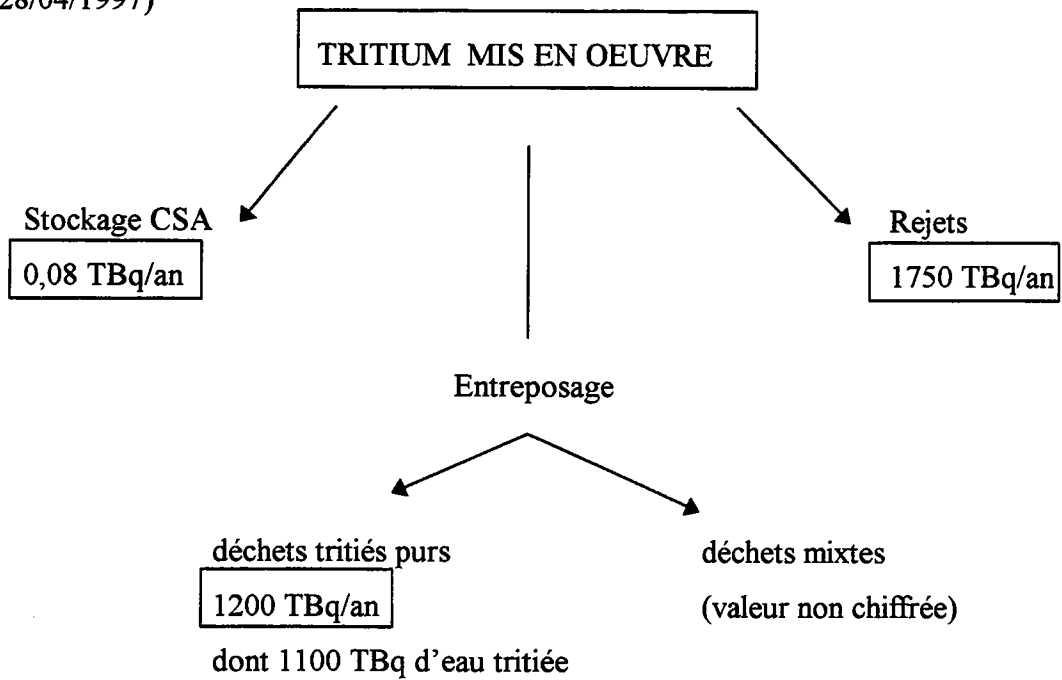


Tableau 3.1

BILAN DE L'ACTIVITE TRITIUM DU PARC REP

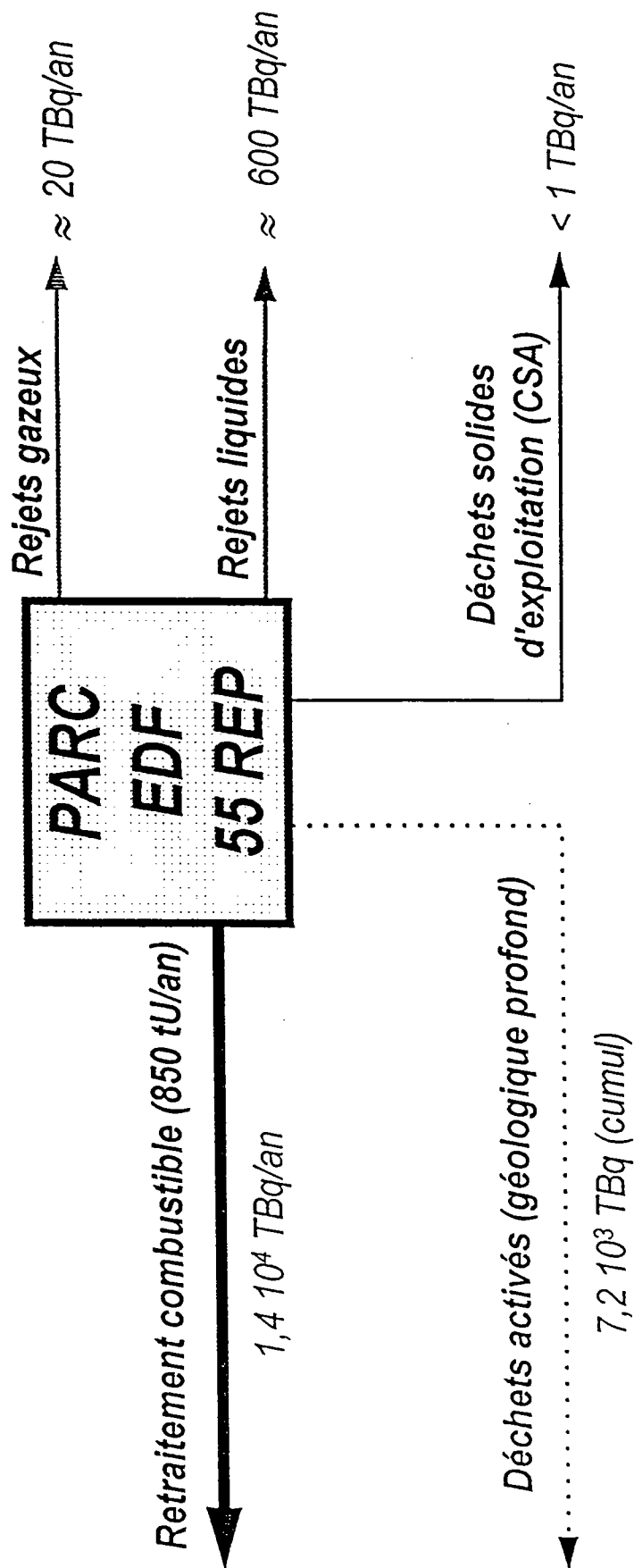
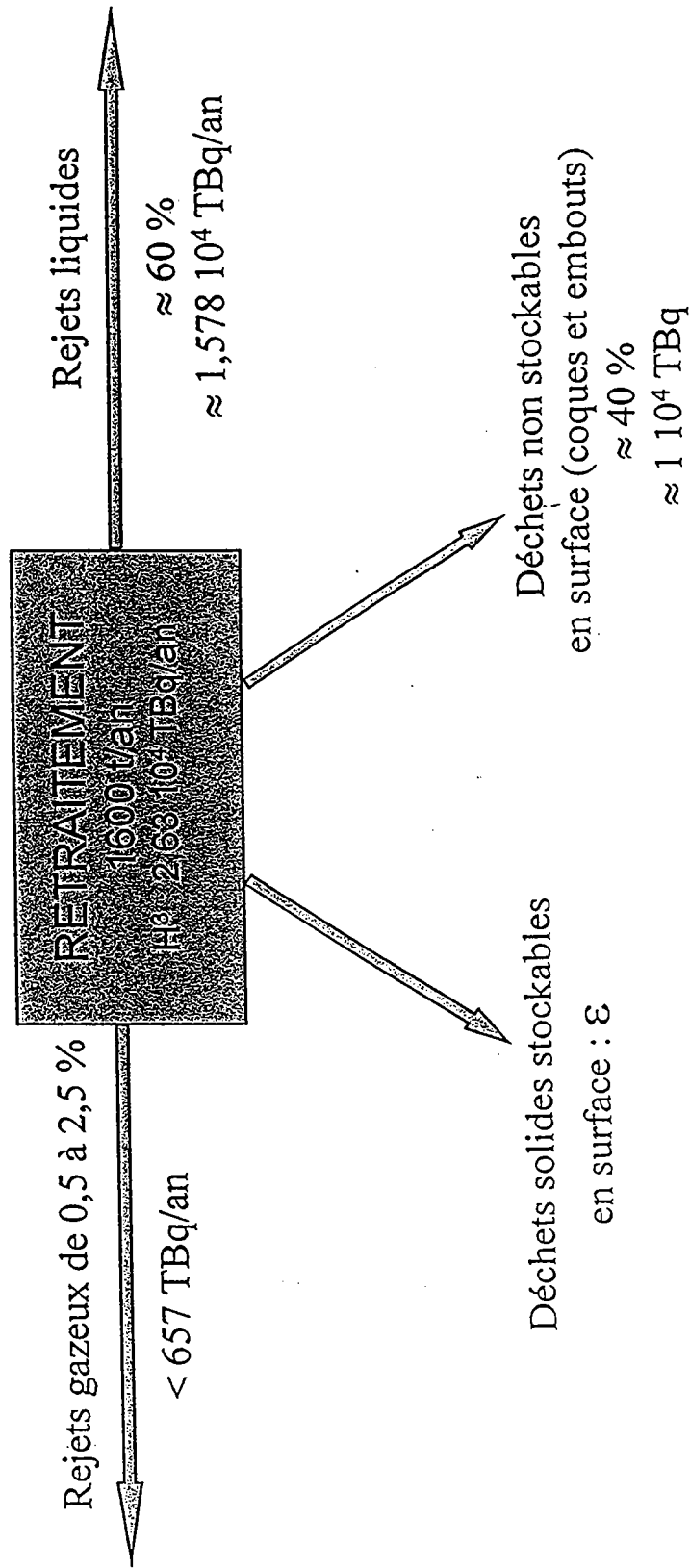


Tableau 3.2



BILAN DE L'ACTIVITE TRITIUM DE COGEMA L'ETABLISSEMENT DE LA HAGUE

(pour 1600 tonnes/an)*



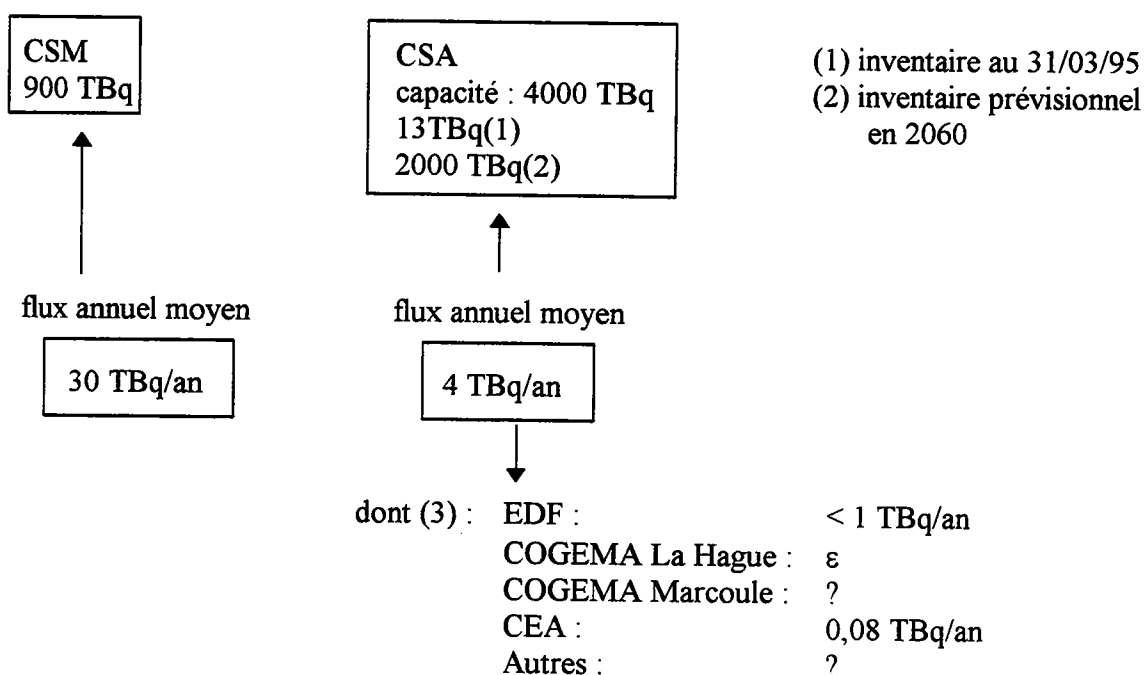
* combustible moyen issu de données EDF à la date de sortie des réacteurs

Tableau 3.3

1.3 Bilan des déchets tritiés stockés et entreposés

1.3.1 Déchets tritiés stockés

Il s'agit des quantités de tritium stockés soit au Centre de Stockage de la Manche (CSM*) soit au Centre de l'Aube (CSA)*. Les données chiffrées fournies par l'ANDRA, sont rassemblées ci-dessous :



(3) valeurs extraites des flux annuels décrits précédemment

Le contenu en tritium des déchets, évacués en surface annuellement, devra être mieux estimé.

* Termes définis dans le glossaire

1.3.2 Déchets tritiés entreposés (bilan en 1996)

Il s'agit des quantités de tritium entreposées sur les sites de production. Les données chiffrées, fournies par l'ANDRA et les producteurs, ne permettent pas une réelle évaluation des activités entreposées. A partir des données fournies, tant à l'audition que dans les documents écrits demandés consécutivement à l'audition, la Commission a essayé de dresser le bilan le plus complet possible ; il manque en particulier les volumes associés aux activités.

<u>Total de déchets entreposés :</u>	42 500 TBq
dont liquides (eau tritiée) :	18 500 TBq
solides :	6 500 TBq de déchets tritiés purs
	17 500 TBq de déchets tritiés mixtes.

Les répartitions par producteur sont les suivantes :

<u>CEA :</u>	déchets liquides (eau tritiée) :	18 500 TBq
	déchets solides tritiés purs :	6 500 TBq
	déchets solides tritiés mixtes :	1 500 TBq (graphites)
	TOTAL :	26 500 TBq
 <u>EDF :</u>	déchets graphites :	6 000 TBq
	déchets des grappes de réacteurs :	7 200 TBq (en fin de cycle)
	TOTAL :	13 200 TBq
 <u>PHENIX :</u>	pièges froids secondaires :	70 TBq
 <u>SUPERPHENIX :</u>	pièges froids primaires et secondaires :	1 100 à 1 700 TBq
 <u>COGEMA Marcoule :</u>	production de tritium : culots de fusion :	150 TBq
 <u>Petits Producteurs :</u>		530 TBq

Les déchets du retraitement (Marcoule-La Hague) renfermant du tritium sont considérés comme des déchets B où l'activité ^3H n'est pas prépondérante mais néanmoins importante, comme par exemple, dans les déchets de structure (coques et embouts) pour lesquels l'activité annuelle pour un retraitement de 1600 tonnes/an conduit à l'entreposage de 10^4 TBq.

La Commission souhaite que ces valeurs soient confirmées lors de la présentation de l'inventaire des déchets prévue en septembre 1997.

1.4 Bilan des rejets de tritium chez les producteurs

Le bilan présenté ci-après comporte d'une part, les rejets liquides et gazeux et, d'autre part, les autorisations correspondantes (entre parenthèses dans le tableau)

<u>Producteurs</u>	<u>rejets gazeux annuel</u>	<u>rejets liquides annuels</u>
EDF (moyenne annuelle)	20 TBq (1800 TBq)	600 TBq (1800 TBq)
COGEMA - La Hague (1995)	83,7 TBq (2200 TBq)	$9,61 \cdot 10^3$ TBq ($3,7 \cdot 10^4$ TBq)
Marcoule	470 TBq (10^4 TBq)	258 TBq ($2,5 \cdot 10^3$ TBq)
CEA (1994)	1740 TBq (5030 TBq)	0,4 TBq (17,4 TBq)
<u>TOTAL REJETE :</u>	2 313,7 TBq gazeux 10 462,4 TBq liquide	soit environ 12 700 TBq/an
<u>TOTAL AUTORISE :</u>	58 500 TBq / an environ	

1.5 Bilan général massique

Les masses de tritium mises en jeu sont les suivantes, en prenant pour l'équivalent de 1 g de tritium = 10 000 Ci $\simeq$ 400 TBq :

- capacité du CSA* : 10 g
- activité rejetée annuellement : 30 g
- activité entreposée : 105 g

Ces valeurs sont à comparer avec les données du tritium naturel et celles relachées par les explosions nucléaires :

- origine naturelle : 3 kg dont 200 g de production annuelle
- essais nucléaires : 600 kg dont il reste aujourd'hui environ 150 kg.

1.6 Synthèse du programme des recherches du CEA sur les déchets tritiés

Le programme des recherches sur les déchets tritiés ne figure pas explicitement dans le plan-programme présenté à la Commission le 23 avril 1997. Il est vrai que le tritium n'est pas considéré comme un isotope à vie longue ; toutefois en raison de sa volatilité, son confinement devra être assuré avec soin, dans les déchets et plus particulièrement dans les combustibles irradiés, durant la période d'exploitation de l'entreposage et du stockage. Il ne peut donc être totalement exclu des préoccupations des recherches effectuées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991. Le plan programme des recherches présenté par le CEA concerne les points suivants :

- inventaire-mesures : la mesure du tritium dans les déchets est un maillon indispensable pour établir l'inventaire ; la validation du dosage par $^3\text{He}^*$ est prévue pour fin 1998,

* Termes définis dans le glossaire

- voie dispersion -dilution : cet axe de recherche comprend :
 - ◇ la recherche d'un exutoire pour les eaux tritiées (rapport attendu pour mi 1997),
 - ◇ les études de dégazage contrôlé par fusion des métaux (faisabilité technologique du procédé à fin 1999) et par OVH* -oxydation en voie humide- (faisabilité technologique du procédé à fin 2002),
- voie confinement pour la décroissance radioactive : trois axes de recherche sont programmés :
 - ◇ piégeage du tritium sous forme stable soit par les hydrures métalliques (évaluation de leur utilisation fin 1997 - puis éventuel programme), soit par les bétons de très haute performance (évaluation du procédé pour fin 1998),
 - ◇ interposition d'une barrière entre le déchet et l'environnement à l'aide de conteneurs béton et polymères ; 3 rendez-vous sont prévus :
 - fin 1997 : confirmation de la matrice,
 - fin 1999 : réalisation de prototypes,
 - 2001 : caractérisation et comportement en entreposage,
 - ◇ piégeage du tritium dans les ventilations par filtration sur membranes polyamides (faisabilité technologique en 2002).

La Commission ne peut qu'encourager ce programme dont les points 1 et 3 concernent très directement les axes 2 et 3 de la loi du 30 décembre 1991.

2. Compléments au § 6.2.3. - les Bitumes

Afin de compléter les données relatives aux déchets bitumés, la Commission a établi, à partir des informations reçues, un inventaire des déchets conditionnés existants et des prévisions de production qui est présenté dans le tableau 3-4 ci-après. S'agissant des prévisions, la COGEMA devra confirmer la production au-delà de la période de la mise à l'arrêt définitif (MAD*) de Marcoule, l'arrêt définitif de la production à La Hague ainsi que l'option industrielle retenue pour le conditionnement de boues anciennes de la STE2* ; l'option bitumage étant à même d'augmenter très sensiblement le nombre de fûts de bitume à stocker en profondeur.

Tableau 3-4 - Bilan et prévision de la production de bitumes

1) - Inventaire des fûts de bitume produits jusqu'en 1996

Producteurs	Nombre de fûts	Volume (m³)	Activité Enrobée
COGEMA La Hague	9 455	2 150	207 TBq α 8 610 TBq $\beta\gamma$
MARCOULE	58 250	13 220	486 TBq α 62 890 TBq $\beta\gamma$
CEA-VALDUC	16	3,6	211,5 g de Pu
CEA-CADARACHE (béton-bitume)	2 000	1 740	150 TBq α 21 TBq β (^{241}Pu)
<u>TOTAL</u>	<u>69 721</u>	<u>17 114</u>	

* Termes définis dans le glossaire

2) - Prévisions de production

Producteurs	Période considérée	Nombre de fûts	Volume prévisionnel (m³)
COGEMA :			
Marcoule	97 + MAD	6 000	1 360
La Hague	2 000	quelques centaines	50
La Hague	boues STE ₂	30 - 80 000	6 800 à 18 100
<u>TOTAL</u>		<u>40 - 90 000</u>	<u>8 200 à 19 500</u>

Fourchette de production en volume (m³) : 26 à 37000 m³

3. Compléments au § 6.2.4 Radionucléides particuliers : iode-césium

Comme indiqué au chapitre 6 du présent rapport, les données sur l'iode et le césium méritent d'être affinées ; les synthèses chiffrées reportées dans cette annexe sont uniquement celles qui permettent d'avancer dans l'inventaire et la connaissance des déchets. Elles devront être complétées lors de la présentation de l'inventaire des déchets à la Commission en septembre 1997. Trois types de bilan sont présentés ici :

- caractéristiques des isotopes et bilan dans les combustibles irradiés,
- bilan iode-césium au niveau des réacteurs EDF,
- bilan iode-césium au niveau du retraitement de La Hague.

3.1 Caractéristiques des isotopes et bilan dans les combustibles irradiés

Les caractéristiques des isotopes de l'iode et du césium ainsi que les masses des isotopes contenues dans les combustibles irradiés sont rassemblées dans les tableaux 3-5 et 3-6. On peut noter, qu'en ce qui concerne les masses des isotopes, l'utilisation de nouveaux codes a permis d'affiner les valeurs par rapport à celles présentées dans l'annexe 3 du rapport n° 2.

3.2 Bilan iode-césium au niveau des réacteurs EDF

Le bilan du flux annuel est présenté dans le tableau 3-7.

Ce tableau peut être complété par les données suivantes :

Flux (1995) des déchets vers le CSA*

^{129}I : 0,02 GBq - facteur de corrélation (en activité) $^{129}\text{I} / ^{137}\text{Cs} = 10^{-6}$

^{134}Cs : 11 TBq

^{135}Cs : 0,07 GBq - facteur de corrélation (en activité) $^{135}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs} = 3.10^{-6}$

^{137}Cs : 24 TBq

Source EDF

Tableau 3.5 - Propriétés de l'iode et du césium

		Période	Descendants	Activité Bq/g
Iode (Z = 53)	127	stable		-
	129	1,6.10⁷ ans	Xe	6,0.10⁶
	131	8,0 jours	Xe	4,4.10 ¹⁵
Césium (Z = 55)	133	stable		
	134	2,1 ans	Ba (Xe)	4,8.10 ¹³
	135	2,3.10⁶ ans	Ba	4,3.10⁷
	136	13 jours	Ba	2,8.10 ¹⁵
	137	30 ans	Ba	3,2.10 ¹²

Source CEA

* Terme défini dans le glossaire

Tableau 3.6
Caractérisation des combustibles standards deux ans après leur sortie du réacteur
contenu théorique calculé en iode et césium
[gramme par tonne de métal lourd (U + Pu) initial]

		UOX 1 33 GWj/t	UOX 2 45 GWj/t	UOX 3 60 GWj/t	MOX 43,5 GWj/t
Iode	127	40	56	73	82
	129	170	234	309	269
Total Iodes		210	290	382	351
Césium	133	1152	1490	1889	1456
	134	56	94	143	74
	135	354	482	680	983
	137	1163	1570	2072	1517
Total Césium		2725	3636	4784	4030

Source CEA

BILAN DES ACTIVITES IODES ET CESIUMS DU PARC REP

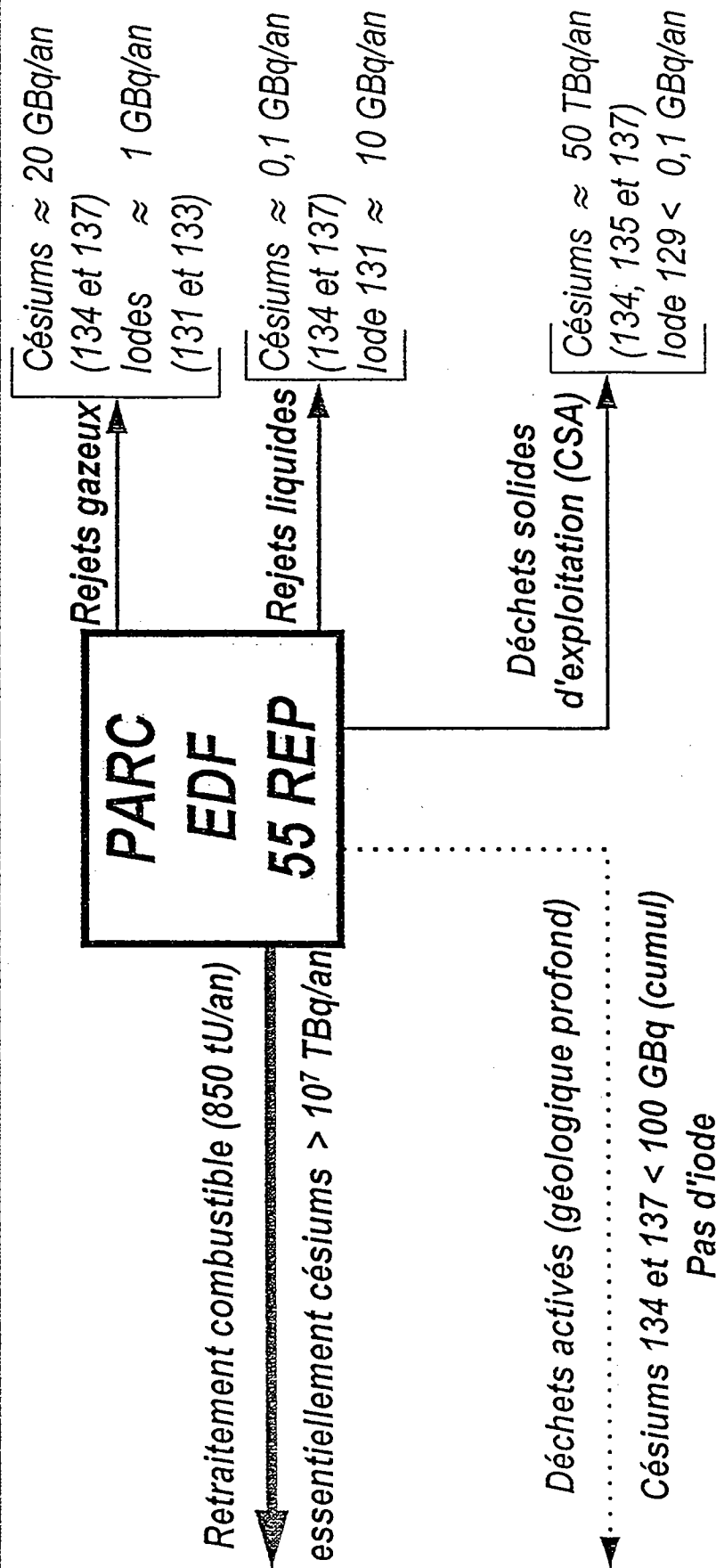


Tableau 3.7

Rejets (1995) du parc - Source EDF

rejets liquides :	^{131}I :	0,79 GBq
	^{134}Cs :	6,4 GBq
	^{137}Cs :	10,1 GBq
rejets gazeux :	^{131}I :	3,3 GBq
	^{133}I :	3,3 GBq
	^{134}Cs :	0,02 GBq
	^{137}Cs :	0,03 GBq

Compte-tenu des facteurs de corrélation mentionnés plus haut, les rejets en iode 129 et 135 sont évidemment extrêmement faibles et non décelables.

3.3 Bilan iode-césium dans le retraitement de La Hague

La base de données est établie sur le spectre moyen retraité (1995) actuellement à UP₃, dont les caractéristiques sont :

- taux moyen de combustion : 28 GWj/t
- temps de refroidissement du combustible : 7 ans
- composition isotopique en césium :

134 :	$3,6 \cdot 10^{14}$ Bq / t.M.L. (Métal Lourde)
135 :	$4,7 \cdot 10^{10}$ Bq / t.M.L.
137 :	$2,8 \cdot 10^{15}$ Bq / t.M.L.
- activité en iode 129 : 1,3 GBq / t.M.L.

Les données disponibles concernant les flux de l'iode 129 sont :

- Rejets atmosphériques annuels : $3,3 \cdot 10^{10}$ Bq
(autorisé $1,1 \cdot 10^{11}$ Bq)
- Rejets liquides : environ 96 % de l'activité entrante
soit environ 1,25 GBq/t de combustible retraité
- Piégeage sur filtres : 0,02 GBq/t de combustible retraité (environ 2% de l'iode total)
- Résidus (déchets) : quelques MBq/t de combustible retraité.

La répartition dans les diverses catégories de déchets est rassemblée dans le tableau 3.8 ci-après.

**Tableau 3.8 - Contenu en ^{129}I dans les résidus produits par La Hague
(ordre de grandeur)**

	VERRES	C/E CIMENTEES*	BITUMES	CBFC'2*	CAC*
$^{129}\text{I}/\text{colis}$	négligeable	17 MBq/fût	<5 MBq/fût	5 kBq/c	2 kBq/c
$^{129}\text{I}/\text{t U}$	négligeable	8 MBq/t	<10 MBq/t	1 kBq/t	0,3 kBq/t

Source COGEMA

Les données disponibles concernant les flux de ^{137}Cs et du ^{135}Cs estimés à partir des données du combustible sont les suivantes :

activité en TBq / colis :

	^{137}Cs	^{135}Cs corrélation (en activité) $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs} = 1,68.10^{-5}$
verres :	5500	0,92
coques et		
embouts cimentées :	15	$2,5.10^{-4}$
bitumes :	0,2	$0,3.10^{-5}$
CBFC'2* :	1	$1,7.10^{-5}$
CAC* :	0,4	$0,7.10^{-5}$

Concernant l'iode, il est nécessaire de mieux appréhender la teneur dans les verres et d'affiner notamment l'inventaire de l'iode résiduel en provenance de l'incorporation des fines de dissolution.

4. Les estimations de volumes de déchets retenues par l'ANDRA pour établir le concept de stockage.

La mise à jour des volumes de déchets à stocker est effectuée annuellement par la Commission. Dans le cadre des prévisions pour les spécifications des colis destinés au stockage profond et l'établissement du concept de stockage, l'ANDRA a fourni un

* Termes définis dans le glossaire

inventaire des déchets portant d'une part, jusqu'à 2020, que l'on pourra comparer aux données publiées dans les deux précédents rapports et, d'autre part, jusqu'à 2070, date probable de la fin de l'exploitation du stockage.

Comme le mentionne le tableau 3-9, il reste encore des données à intégrer pour les déchets de type B notamment celles du démantèlement de UP1* de Marcoule et celles du CEA globalement puisqu'aucune prévision n'est disponible de 2020 à 2070. Par ailleurs, il y a lieu de se poser la question si les déchets anciens de COGEMA et du CEA sont pris en compte dans la prévision couvrant la période allant jusqu'à 2020. Ces points sont à éclaircir lors de la présentation de l'inventaire des déchets à la fin de l'année 1997.

Source ANDRA

Tableau 3-9
Inventaire et prévisions de la production de déchets utilisés
pour les spécifications du stockage

Type	Prévisions jusqu'à 2020	Prévisions jusqu'à 2070 Scénario A**	Prévisions jusqu'à 2070 Scénario B**
Déchets de moyenne activité (type B) ***	57 000 m ³	80 000 m ³	65 000 m ³
Déchets de haute activité (type C)	5 000 m ³	8 000 m ³	5 000 m ³
Combustible irradié	-	-	24 000 tonnes ****

* Terme défini dans le glossaire

** Scénario A : retraitement de la totalité du combustible

Scénario B : une fraction des éléments combustibles n'est pas retraitée

*** Hormis les déchets du démantèlement de COGEMA Marcoule (6 650 m³)

et hormis les déchets du CEA (22 000 m³ produits jusqu'à 2020 - pas de prévision jusqu'à 2070).

**** Tonnes de métal lourd sans conteneurage.

ANNEXE 4

LES DIVERSES METHODES ENVISAGEABLES POUR LA TRANSMUTATION: LE CAS DES PRODUITS DE FISSION Sr-90 ET Cs-137

La transmutation de radionucléides, qui consiste à transformer un noyau atomique en un autre de caractéristiques différentes (notamment au regard de la période radioactive), ne peut être réalisée qu'à l'aide de réactions nucléaires. Celles-ci, induites par des particules, se développent à l'intérieur de cibles contenant les déchets qui représentent des quantités de matières se chiffrant en kg. Parmi la panoplie de particules envisageables, trois ont été considérées et discutées dans la littérature sur le sujet :

- le neutron
- le photon
- les ions légers (proton, éventuellement deuton).

Les critères à prendre en compte pour comparer les mérites respectifs de ces diverses particules pour la transmutation sont les suivants :

- a. Le rendement de transmutation, c'est-à-dire le nombre moyen de noyaux transmutés par particule incidente, en prenant en compte les effets liés à la production éventuelle de particules secondaires (transmutation indirecte),
- b. La vitesse de transmutation, qui est caractérisée par le temps d'irradiation nécessaire pour réduire de moitié une quantité donnée de corps à transmuter,
- c. Le spectre des noyaux formés (notamment par rapport à leur durée de vie), qui permet d'apprécier la réduction de nocivité (radiotoxicité, dégagement de chaleur) ainsi obtenue à diverses époques du futur,

- d. La capacité pratique des particules à agir avec un rendement élevé sur une masse importante de corps à transmuter qui se chiffrent en kg,
 - e. Les capacités pratiques à produire les particules transmutantes et à quel coût. On utilise ainsi la notion de coût énergétique pour transmuter un noyau (en prenant évidemment en compte les bilans énergétiques) que l'on compare à l'énergie qui a été produite à l'occasion de la fabrication en réacteur du corps que l'on veut détruire. Ce coût dépend de l'énergie qu'il faut fournir pour produire une particule transmutante et du nombre de particules nécessaires en moyenne pour détruire un noyau (rendement de transmutation),
 - f. Les caractéristiques des opérations qui se déroulent hors irradiation et qui sont indispensables pour la transmutation ('cycle du combustible').
1. La transmutation par photon n'apparaît pas viable au regard de ces critères, bien qu'elle ait été étudiée par divers auteurs pour la destruction du Sr-90 et Cs-137, les deux résidus de fission à vie moyenne (de l'ordre de 30 ans de période) principaux responsables du dégagement thermique des déchets C durant les 1000 premières années du stockage. En effet, on peut montrer que l'interaction photonucléaire, qui conduirait à une telle transmutation, est rendue inopérante en raison de l'absorption non-nucléaire, par création de paires électron-positron, des photons au fur et à mesure qu'ils pénètrent dans la cible épaisse contenant les corps à transmuter. A titre d'exemple, on peut montrer qu'il faut environ 30 photons de 20 MeV d'énergie, correspondant à la région de la résonance géante dipolaire, pour transmuter dans une cible épaisse un seul noyau de Cs-137. Ceci correspond donc à un rendement de 1/30, soit 3% environ. De plus, les flux intenses de photons sont produits par conversion en rayonnement de freinage de l'énergie d'électrons accélérés et frappant une cible lourde. Les caractéristiques de ce type d'accélérateur, associées au mauvais rendement de 3 % évoqué plus haut, sont telles qu'il faudrait dépenser pour détruire ces deux produits de fission plus d'énergie que celle qui a été fournie par le réacteur nucléaire. Les conclusions restent valables pour la transmutation d'autres produits de fission et de noyaux plus lourds, tels que les actinides.

2. La transmutation directe par particules chargées, bien que se présentant sous un jour plus favorable que celle induite par photons, ne représente cependant pas une option réaliste. Le phénomène limitant est le ralentissement des particules chargées, due à l'interaction avec les électrons du cortège des noyaux de la cible, qui limite leur capacité à toucher une masse significative de matière avec une section efficace importante (celle-ci diminue avec l'énergie en raison de la barrière coulombienne). Contrairement au cas des photons, on peut atteindre un rendement Y de transmutation directe supérieur à 40% (soit 2,5 protons nécessaires pour détruire un noyau tel que le Cs-137), dès lors que l'énergie incidente dépasse 200 MeV environ. Comme chaque proton (transportant une charge élémentaire) peut ainsi transmuter Y noyaux, le nombre NM de moles détruites s'exprime aisément par la relation (1), analogue à la loi de Faraday utilisée en électrolyse. Dans cette relation l'intensité I du faisceau est exprimée en ampères et la durée t de l'irradiation en heure :

$$NM = \frac{3600 \cdot I \cdot t}{96500} \cdot Y = 0.0373 \cdot I(A) \cdot t(heure) \cdot Y \quad (1)$$

Ceci correspond pour le cas du Cs-137 à une destruction annuelle de 3 kg par un accélérateur de 600 MeV ($Y=1$) délivrant un faisceau de 100 mA pendant 6000 heures. Cette performance doit être comparée à la production annuelle de 26 kg d'un réacteur à eau légère, ayant fourni 6 TWh(é). Une telle méthode nécessiterait donc de nombreux accélérateurs de plusieurs dizaines de mA pour faire face à la production d'un seul réacteur, sans parler de l'ensemble du parc de réacteurs EDF. On constate également que le coût énergétique de transmutation directe (dit coût de destruction CD) d'un seul résidu de fission est du même ordre que l'énergie fournie associée à sa production, soit EP. En effet, dans l'exemple ci-dessus, le coût énergétique minimum CD de destruction d'un seul noyau est égal :

$$CD \text{ (MeV)} = 600 / 0,5 = 1200 \text{ MeV} \quad (2)$$

en supposant une valeur optimiste de 0,5 pour le rendement énergétique de l'accélérateur. Sachant d'autre part que le rendement de fission pour Cs-137 est de l'ordre de 6 % et que l'énergie libérée par une fission est de 200 MeV environ, transformée ensuite en énergie électrique avec un rendement de 'Carnot' de l'ordre de 33 %, l'énergie électrique EP produite par noyau de Cs-137 est égale à :

$$EP \text{ (MeV)} = 200 * 0,33 / 0,06 = 1100 \text{ MeV} \quad (3)$$

Cette évaluation énergétique de la transmutation directe indique qu'il serait nécessaire d'utiliser la quasi-totalité de l'énergie d'un réacteur pour détruire le seul isotope 137 du césium qu'il a produit ! Cet exemple, ne portant que sur un seul résidu, montre que la transmutation directe par particules chargées n'est pas une option réaliste.

3. Le neutron demeure la seule particule susceptible d'induire des transmutations en satisfaisant aux critères énoncés plus haut. Du fait de l'absence de charge électrique, les réactions nucléaires induites par neutron peuvent présenter des sections efficaces importantes à toute énergie, notamment à basse énergie. Contrairement aux cas précédents, l'absorption (cas des photons) et le ralentissement (cas des particules chargées) des neutrons sont généralement bénéfiques à la transmutation. Il existe deux sources de neutrons satisfaisant le critère de coût énergétique minimum :

- les réacteurs critiques, pour lesquels la configuration des assemblages et leur composition permet d'entretenir une réaction en chaîne : le coût énergétique de production d'un neutron est nul, mais une partie seulement des neutrons présents dans le réacteur est utilisable pour la transmutation, l'autre servant à entretenir les réactions en chaîne ou disparaissant en pure perte (fuites, captures parasites). Tous les critères énoncés plus haut sont généralement satisfaits, faisant de cette méthode de transmutation la plus étudiée ;
- les sources de spallation couplées ou non à un milieu multiplicateur de neutrons.

4. Par rapport à la transmutation directe par particules chargées, la transmutation indirecte utilise les neutrons créés dans une cible épaisse, contenant ou non les corps à transmuter. Ces neutrons proviennent des réactions de spallation à haute énergie (> 200 MeV environ) et de la désexcitation des noyaux résultant de ces réactions de spallation (neutrons d'évaporation et de fission). Ces réactions sont induites aussi bien par le faisceau de particules issues de l'accélérateur que par des particules secondaires lors de leur transport à l'intérieur de la cible. Cette cible dite de spallation est généralement constituée d'un cylindre de métal lourd (plomb, tungstène par exemple) de 10 à 20 cm de diamètre et de 60 à 100 cm de long. Une telle cible produit généralement entre 20 et 40 neutrons par proton incident, dès lors que l'énergie du faisceau est comprise entre 800 et 1500 MeV. La transmutation indirecte par particules chargées améliore donc les performances de la transmutation directe d'un facteur compris entre 20 et 40. Si cela résout le problème du coût énergétique (il faut néanmoins prélever une fraction non négligeable de l'énergie du réacteur pour détruire certains résidus de fission comme Cs-137 ou Sr-90), le nombre d'accélérateurs nécessaires pour le parc EDF reste malgré tout encore trop important, surtout si l'on vise à détruire d'autres corps que le Cs-137. Un accélérateur ne peut en pratique détruire à lui tout seul les produits tels que Cs-137, Sr-90 du parc. Il faut qu'en plus le milieu entourant la cible et contenant les corps à transmuter soit un milieu multiplicateur de neutrons, contenant donc de la matière fissile.

5. L'association d'un milieu multiplicateur de neutrons à une source de spallation constitue un système hybride. Elle peut être également considérée comme un réacteur sous-critique, caractérisée par un facteur de multiplication $k < 1$, dans lequel sont injectés en permanence des neutrons provenant de la cible de spallation et assurant l'entretien des réactions en chaîne.

Un tel système peut être autonome sur le plan énergétique, si le coefficient de multiplication k est supérieur à une valeur située autour de 0,65 - 0,75 et qui dépend des rendements énergétique de l'accélérateur et de Carnot. Dans ce cas, l'énergie nécessaire à l'alimentation de l'accélérateur est inférieure à celle produite par le réacteur. La sous-criticité peut être exploitée pour la destruction du Cs-137 et du Sr-90 en utilisant les neutrons disponibles. Mais les données évaluées, comme JEF-2 ou ENDF-B6, indiquent des sections efficaces moyennes de l'ordre de la dizaine de mb dans le spectre d'un réacteur à neutrons thermiques (voir tableau 4.1).

Tableau 4.1 : Sections efficaces moyennes de capture (barn), calculées à 15000 MWj/t, de certains produits de fission (à vie longue : PFVL et à vie moyenne : PFVM), et période effective dans un flux de $2 \cdot 10^{14}$ n/sec/cm² (cas d'un REP-UOX, enrichi à 3,25 % en ²³⁵U)

PFVL :	Sections efficace de capture (barn) :	Période effective (année) :	Période naturelle (année) :
Zr-93	2,2	50	$1,5 \cdot 10^6$
Tc-99	8,8	12,5	$2,1 \cdot 10^5$
Pd-107	3,3	33,3	$6,5 \cdot 10^6$
Sn-126	$25 \cdot 10^{-3}$	4400	10^5
I-129	2,5	44	$1,57 \cdot 10^7$
Cs-135	2,5	44	$2 \cdot 10^6$
PFVM :			
Sr-90	$71 \cdot 10^{-3}$	1550	28
Cs-137	$33 \cdot 10^{-3}$	3300	30

Réf: J. Vergnes (EdF/DER), communication privée (calculs avec le code KAFKA du CEA)

6. En conclusion, la destruction de produits de fission à vie moyenne Cs-137, Sr-90 en réacteur, qu'il soit critique ou non, semble hors d'atteinte. Il en va de même pour les deux autres méthodes utilisant les photons ou des particules chargées, même en transmutation indirecte. Une gestion spécifique de ces deux corps, qui auraient préalablement été séparés, relève donc du conditionnement spécifique réalisé après une période d'entreposage surveillé de refroidissement, pouvant aller jusqu'à la centaine d'années.
7. En revanche la transmutation de la plupart des produits de fission à vie longue, pour lesquels les sections efficaces moyennes sont bien plus élevées (voir tableau 4.1) ainsi que des actinides est tout à fait envisageable en réacteur, critique ou non. Les performances attendues pour les actinides figurent dans le rapport n°2 de la Commission.

ANNEXE 5

LE GROUPEMENT DE RECHERCHE CEA-CNRS EDF GEDEON GESTION DES DECHETS PAR DES OPTIONS NOUELLES (CONVENTION SIGNÉE LE 22 JANVIER 1997)

1. EXPOSE DES MOTIFS

Des solutions au devenir des déchets nucléaires issus de la gestion des combustibles irradiés déchargés des réacteurs nucléaires font aujourd'hui l'objet de nombreuses études menées par les scientifiques dans divers organismes de recherche. Ces études devraient déboucher sur des propositions concrètes de gestion, susceptibles de répondre aux attentes de larges segments de la Société quant à la possibilité de garantir pour les générations actuelles et leurs descendants un niveau de sûreté satisfaisant. Aujourd'hui, le stockage en couches géologiques profondes des déchets de haute activité et à vie longue constitue partout la solution de référence et apparaît, en tout état de cause, comme incontournable dans le cadre des techniques actuelles.

Néanmoins, une voie complémentaire au stockage est également explorée: c'est celle de la séparation chimique d'éléments contenant des isotopes à vie longue en vue de leur transmutation ultérieure dans des flux de neutrons. Cette option, dite Séparation-Transmutation, répond au souci de réduire les risques potentiels et résiduels présents dans les stockages et, de ce fait, les incertitudes sur les performances attendues. Elle correspond explicitement aux demandes de la loi 91-1381 du 30 décembre 1991 relatives aux recherches sur les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

La transmutation est en principe possible dans les réacteurs critiques standards, et de nombreuses études sont menées sur cette voie, notamment au CEA dans le cadre du programme SPIN*. Il est apparu, depuis la fin des années 80, un regain d'intérêt pour la transmutation de corps à vie longue à l'aide de réacteurs sous-critiques assistés par accélérateur, ainsi que pour les cycles fondés sur le thorium susceptibles d'avoir un impact radiologique significativement plus faible que celui des cycles classiques fondés sur l'uranium.

Bien en amont d'un début d'industrialisation de ces nouvelles options, un effort considérable de recherche de base doit être poursuivi dans certains domaines, initié dans d'autres, en vue notamment de déterminer les caractéristiques de systèmes complets de la manière la plus réaliste possible.

Ces recherches comprennent notamment :

- a) la physique de la cible de spallation et des données nucléaires associées : caractéristiques des neutrons produits, formation des résidus de spallation, développement et validation des codes de calcul,
- b) la physique des réacteurs sous-critiques (neutronique, taux de réaction.),
- c) la physico-chimie de métaux lourds, en phase solide ou liquide, pouvant servir soit de cibles de spallation, soit de caloporteurs (réactions chimiques, corrosion, mélanges liquides-gaz, transferts de chaleur, problèmes de purification),
- d) les propriétés des matériaux susceptibles d'être utilisés comme fenêtre entre l'accélérateur et le réacteur, ainsi que dans les diverses structures de ces systèmes, sous l'angle, d'une part, de l'activation neutronique et, d'autre part, sous celui des dommages causés par les faisceaux et leurs reliquats, et surtout par les neutrons de haute énergie provenant de la cible (déplacements d'atomes, formation de gaz hélium et hydrogène),

* Terme défini dans le glossaire

- e) les divers impacts radiologiques de la mise en oeuvre des cycles fondés sur l'utilisation du thorium,
- f) l'étude des propriétés physico-chimiques des combustibles à base de thorium, notamment en vue du comportement en stockage géologique profond (solubilité, pouvoir de rétention de ThO_2 , migration des radionucléides relâchés en stockage profond....),
- g) l'accélération de haute intensité (optique des faisceaux de haute intensité, systèmes d'injection, systèmes H.F. de haut rendement ...) appliquée aux accélérateurs linéaires chauds ou supra, ainsi qu'aux cyclotrons,
- h) l'étude des aspects socio-économiques de déploiement de telles filières, en termes de coûts, de structures administratives, économiques, sociales.

La programmation et la mise en oeuvre de ces recherches fera appel à des compétences au CEA, au CNRS et à EDF. En ce qui concerne le CNRS, divers départements et instituts sont à priori concernés (en partie ou en totalité, et non exclusivement) par les recherches dans les domaines relevant de la physique nucléaire, de la chimie, des matériaux, des sciences de l'ingénieur, des sciences de la terre, de l'homme et de la société.

2. ORGANISATION DU GDR

Le Groupement de Recherche s'appuie sur les équipes de recherches des Parties (y compris les laboratoires associés et les universités opérant dans le cadre des conventions particulières passées avec le CNRS).

Un programme scientifique est adopté, selon les modalités prévues à l'article 4 ci-dessous, pour une durée prévisionnelle de quatre ans (1997-2001) Ce programme est décomposé en 8 opérations scientifiques, dont la liste, à la date du 1er janvier 1997, est la suivante:

Opération 1: Physique de la cible de spallation: études théoriques et expérimentales

- 1.- Caractéristiques des neutrons émis,*
- 2. Caractéristiques des résidus formés et grandeurs dérivées (radiotoxicité, irradiation, chaleur),*
- 3. Codes de calcul associés.*

Opération 2: Données nucléaires

- 1. Données évaluées et mesurées en dessous de 200 MeV,*
- 2. Mesures de sections efficaces spécifiques.*

Opération 3: Physique de base des milieux sous-critiques

- 1. Caractéristiques neutroniques,*
- 2. Mesures intégrales de taux de réaction.*

Opération 4: Physico-chimie et thermohydraulique de métaux lourds liquides et de sels fondus

- 1. Pouvant constituer la cible de spallation et/ou le caloporteur: plomb liquide,*
- 2. Pouvant constituer le caloporteur et le combustible: sels fondus.*

Opération 5: Etudes des dommages aux matériaux dus au faisceau (et reliquats) ou aux neutrons:

- 1. Fenêtres,*
- 2. Matériaux de structure, en particulier de la cible.*

Opération 6: Etudes génériques des cycles au thorium:

- 1. Impact radiologique à court et long terme,*
- 2. Risques résiduels en aval et en amont du réacteur (extraction, stockage géologique).*

Opération 7: Accélération de haute intensité:

Définition des caractéristiques nécessaires.

Opération 8: Etudes de systèmes:

- 1. Milieux à neutrons thermiques; (eau lourde/haut flux),*
- 2. Milieux à neutrons rapides avec différents types de caloporteurs et de combustibles,*
- 3. Rôle des incertitudes des données nucléaires dans les évaluations de systèmes.*

Cette liste peut être modifiée en fonction du programme scientifique approuvé par le Conseil de Groupement

Le GdR est dirigé par un Conseil de Groupement, qui comprend :

Pour le CNRS:

- le Directeur de l'Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (IN2P3) du CNRS ou son représentant dûment mandaté.

Pour le CEA:

- le Directeur de la Direction des Réacteurs Nucléaires (DRN) du CEA ou son représentant dûment mandaté.
- le Directeur de la Direction des Sciences de la Matière (DSM) du CEA ou son représentant dûment mandaté.

Pour EDF:

- le Directeur des Etudes et Recherches de EdF ou son représentant dûment mandaté.

Il se réunit au moins une fois par an et ses compétences sont :

- définir la politique de recherche du Groupement,
- approuver le programme scientifique et la répartition des travaux relatifs aux opérations scientifiques entre les différentes équipes de recherche composant le Groupement de Recherche,
- approuver les budgets annuels et décide la répartition des moyens mis à la disposition du GdR,
- approuver toutes les conventions de collaboration sur des opérations scientifiques avec des partenaires n'appartenant à aucune des Parties,
- proposer aux Parties l'extension du Groupement à d'autres équipes, organismes ou sociétés.

La Direction du groupement est composée de deux Directeurs (1 CNRS et 1 CEA) qui sont nommés pour 4 ans. Elle:

- assure la responsabilité de l'application de la politique décidée par le Conseil de Groupement et de l'utilisation des moyens mis à la disposition du Groupement,
- coordonne l'activité des équipes du Groupement,
- rapporte au Conseil de Groupement l'avancement des travaux et les résultats obtenus au sein du Groupement,
- présente à l'approbation du Conseil de Groupement le programme scientifique, la répartition des travaux entre les équipes et les budgets annuels correspondant à son fonctionnement et à des actions spécifiques, après avoir soumis ces projets à l'avis du Conseil Scientifique,

- adresse chaque année aux Parties un rapport d'activité qui est soumis au moins tous les deux ans aux instances compétentes au Comité National de la Recherche Scientifique.

Le Conseil Scientifique, comprenant des personnalités scientifiques désignées par le Conseil de Groupement en raison de leurs compétences particulières dans le domaine de recherche du Groupement et des deux directeurs du Groupement de Recherches, propose les orientations à long terme et les fait évoluer, donne son avis sur le programme scientifique préparé par la Direction du Groupement et vérifie sa cohérence avec les travaux des équipes du Groupement et sa pertinence par rapport aux travaux réalisés sur le plan national et international, examine l'avancement des travaux et les résultats obtenus, en proposant, s'il y a lieu, de nouvelles orientations, donne un avis sur la répartition et l'utilisation des moyens du Groupement.

Le budget du Groupement de Recherche comprend d'une part, un budget de fonctionnement, supporté à parts égales par les Parties, et, d'autre part, un budget pour le financement des actions spécifiques entreprises dans le cadre du programme scientifique, ventilé en opérations scientifiques.

ANNEXE 6

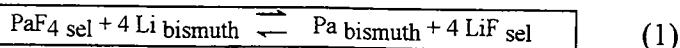
Traitement des combustibles irradiés par pyro- et électro-pyrométallurgie et déchets associés [1, 2, 3]

1. Historique

La chimie et l'électrochimie des actinides et des produits de fission en sels fondus en relation avec le retraitement des combustibles nucléaires des réacteurs à neutrons rapides a déjà une longue histoire dans le nucléaire. L'électrochimie en sels fondus a été utilisée depuis le début du nucléaire militaire pour préparer de l'uranium et du plutonium sous forme métallique ou pour purifier le plutonium par séparation de l'américium des éléments d'alliage et des impuretés. Les opérations en sels fondus nécessitent des températures élevées, 500 à 800 °C. C'est pourquoi on utilise les termes de « pyrochimie », et plus spécialement de « pyrométallurgie » « d'électropyrométallurgie » lorsqu'il s'agit d'obtenir les éléments à l'état métallique ou lorsqu'une étape de traitement comporte le passage à l'état métallique des éléments à extraire ou à purifier.

Dans les années 1960, les réacteurs, utilisant comme combustibles des sels fondus de fluorures de thorium et d'uranium (Th-U) ont été étudiés. Un prototype a fonctionné à Oak Ridge National Laboratory aux Etats-Unis (Molten Salt Reactor Experiment) de 1965 à 1969. Dans le concept de cette filière, une étape chimique était obligatoire car il fallait extraire du mélange uranium-thorium, l'uranium produit. C'est pourquoi, il a été mis au point des procédés d'extraction à partir des sels fondus, d'une part pour le protactinium 233 (qui donne par décroissance l'uranium 233 qui est fissile) et, d'autre part pour les produits de fission afin de purifier le mélange initial. Pour effectuer ces opérations, on a utilisé initialement des solutions de lithium dans du bismuth liquide*.

* Dans le milieu : LiF-BeF₂-ThF₄-Th métal, (650 °C), le protactinium est à son degré d'oxydation le plus faible, degré d'oxydation 4, en présence de thorium métallique. La réaction d'extraction est :



Cette méthode d'extraction pyrométallurgique a été par la suite appliquée à bien d'autres cas, seule ou en utilisant en complément des électrons générés à l'aide de procédés électrochimiques. Dans cet appendice, la pyrométallurgie n'est pas traitée de façon isolée de l'électropyrométallurgie.

L'électropyrométallurgie s'est essentiellement développée dans deux directions : en milieu réducteur, c'est à dire à l'abri de l'air pour les combustibles métalliques avec une variante pour les combustibles oxydes (Etats-Unis) ou au contraire en milieu oxydant en présence d'oxygène et de chlore pour les combustibles oxydes (Russie).

En particulier, l'électropyrométallurgie sous atmosphère inerte a connu un fort développement ces dix dernières années avec les études conduites dans le cadre du programme américain "Integral Fast Reactor Cycle" (IFRC)* développé à Argonne National Laboratory (ANL)* entre 1986 et 1994. Le programme IFRC* concernait un cycle fermé associé à un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium et fonctionnant avec un combustible de coeur constitué d'un alliage métallique solide (70 % d'uranium, 20 de plutonium et 10 de zirconium - U/20Pu/10Zr) gainé d'acier inoxydable. Par ailleurs, le combustible fertile de la couverture est un alliage U/10Zr. Le réacteur IFR* était un concept de réacteur innovant qui devait recycler ses déchets à vie longue en continu. La nécessité de retraiter rapidement un combustible métallique très irradié pour séparer l'uranium, le plutonium et autres actinides des produits de fission a alors conduit à étudier un traitement du combustible par le procédé d'électropyrométallurgie qui reste à la base de tout développement ultérieur dans cette voie. Le combustible utilisé pour tester le procédé est celui du réacteur EBR II* (Experimental Breeder Reactor, 1964-1994) prototype du réacteur IFR*.

Cette nécessité de retraitement rapide se retrouve dans le cadre des projets américains associés à une stratégie Séparation-Transmutation. Il s'agit des projets "Advanced Liquid Metal Reactor" (ALMR)* coordonné par General Electric et "Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment" (LAMPRE)* qui devraient mettre en oeuvre des réacteurs à neutrons rapides utilisant des combustibles métalliques. Dans le projet

* Termes définis dans le glossaire

ALMR^{*}, on doit traiter les combustibles oxydes en provenance des réacteurs classiques à neutrons lents pour en extraire les actinides en vue de leur recyclage. L'utilisation de plutonium militaire excédentaire est aussi envisagée. Dans le projet LAMPRE^{*}, le combustible est uniquement un alliage à base de plutonium. Enfin, dans le projet de Los Alamos, des assemblages sous-critiques à base de fluorures fondus issus d'un réacteur couplé avec un accélérateur "Accelerator Transmutation of Waste" (ATW)^{*} sont également concernés par l'électrochimie.

Enfin très récemment, un projet TRUMPS (TRansUranic Management by Pyropartitioning Separation) proposé par les Etats-Unis et le Japon a pour objectif de traiter par ce procédé des déchets issus du retraitement par le procédé PUREX ; ceci constitue une nouvelle orientation, qui semble très soutenue.

Les recherches en chimie conduite pour le projet IFR^{*} se poursuivent actuellement aux Etats-Unis dans divers sites de ANL^{*}, mais aussi au Japon (CRIEPI)^{*} dans le cadre d'une coopération établie entre les deux pays depuis 1992. Cette coopération prend de plus en plus d'importance et associe maintenant plusieurs partenaires de chaque pays. ANL^{*} a annoncé récemment son intention de retraiter les combustibles expérimentaux du Department of Energy (DOE) par ce procédé. Dans cette optique, il réhabilite ses installations anciennes et prévoit leur extension.

Les promoteurs de cette voie de séparation invoquent deux avantages particuliers offerts par les systèmes intégrés réacteurs-retraitement : la réduction des coûts et la limitation des risques de prolifération.

Pour ce qui concerne l'électrochimie en milieu oxydant, son développement a été associé par le "Research Institute of Atomic Reactor" (RIAR)^{*} de Dimitrovgrad, depuis les années 1960, au retraitement des combustibles oxydes (UOX et MOX) des réacteurs rapides surgénérateurs russes. Les Japonais, quant à eux, débutent des recherches fondamentales sur cette voie. Les Russes ont annoncé la mise en route d'un programme de démonstration consistant à la préparation de combustibles cibles en vue de la transmutation des actinides en réacteurs à neutrons rapides. Enfin, dans le cadre

^{*} Termes définis dans le glossaire

d'une collaboration RIAR/CEA-DCC* , un procédé pyrométallurgique de transformation de plutonium militaire en oxyde a été proposé.

En dehors du nucléaire, l'électropyrométallurgie est largement utilisée dans l'industrie des métaux comme l'aluminium, le lithium et autres métaux très réducteurs. Ces procédés concernent des cas simples où un seul élément est mis en jeu.

Appliquée au retraitement des combustibles irradiés qui contiennent de nombreux éléments, l'électropyrométallurgie reste une méthode assez complexe à la fois sur le plan de la chimie et celui de la technologie. Les procédés en cours de développement ou testés sur des quantités significatives de matière présentent des variantes, mais ils reposent tous sur l'enchaînement d'un ensemble d'opérations basées sur des principes élémentaires qu'il convient d'analyser pour appréhender la nature des procédés et surtout les déchets générés, car ils diffèrent de ceux issus du procédé PUREX*.

Ces principes sont présentés ci-après en y incluant la description simplifiée de versions possibles applicables au retraitement de combustibles métalliques ou oxydes, en se limitant à l'aspect séparation ; l'aspect fabrication des combustibles consécutif à la séparation des actinides n'est pas évoqué.

Il convient de noter que le niveau des connaissances existant sur le comportement des actinides et des produits de fission en milieux sels fondus n'est pas aussi élevé que celui atteint pour les milieux aqueux et organiques qui sont les milieux usuels, comme le retraitement par voie humide tel qu'il se pratique par exemple à La Hague. Cependant le développement des procédés pyro- ou électro-pyrométallurgiques s'accompagne aux Etats-Unis et au Japon de recherches fondamentales portant sur la thermodynamique des réactions et sur l'électrochimie des actinides et produits de fission en milieux chlorures et fluorures fondus. On n'aborde pas dans la description qui suit le procédé pyrométallurgique dite « voie sèche », fondé sur des différences de volatilités des fluorures et qui a été étudié, en particulier au CEA, jusque vers 1978.

* Termes définis dans le glossaire

2. Principes de base pour les séparations en pyrométallurgie et électropyrométallurgie

2.1 Séparation sous atmosphère inerte (milieu non oxydant)

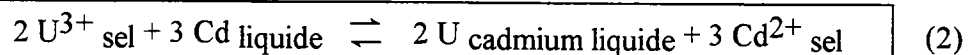
Les éléments dissous en milieu sel fondu, par exemple dans l'eutectique* chlorure de lithium-chlorure de potassium (LiCl-KCl) qui est très utilisé, (500 à 800 °C), sont stables à l'état d'ions simples sous leur plus faible degré d'oxydation possible ou d'associations de ces cations avec des ions chlorures ou fluorures. Cela est à l'origine d'un comportement plutôt simple. En particulier, on ne rencontre pas certaines des difficultés qui existent en milieu aqueux comme l'hydrolyse et l'existence (ou la coexistence) de plusieurs degrés d'oxydation. L'hydrolyse est un phénomène qui conduit souvent à la précipitation gênante, d'hydroxydes. Toutefois, dans les prévisions basées sur la thermodynamique, il faut tenir compte d'écarts importants par rapport à un comportement idéal en raison des concentrations élevées des réactifs dans ces milieux et des phénomènes de couplage entre les éléments en présence.

A partir de ces milieux de sels fondus, on peut obtenir un élément à l'état métallique par deux voies "rédox" :

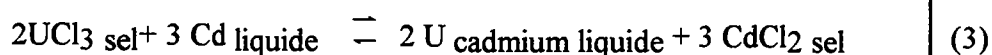
- la réduction par un métal liquide,
- la réduction par électrochimie.

2.1.1 Réduction par un sel fondu

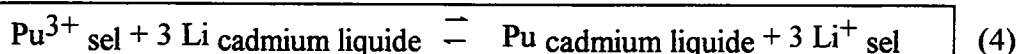
L'élément métallique (élément A) est réduit par un métal fondu approprié (élément B), celui-ci est alors oxydé et passe dans le sel tandis que l'élément A passe dans le métal fondu (souvent en formant un alliage) ou bien précipite sous forme de métal ou d'alliage solides. La réduction de l'uranium trivalent par du cadmium liquide est un exemple :



La réaction ci-dessus peut aussi s'écrire, compte tenu de l'association des ions :



On peut également utiliser un alliage binaire métallique dont l'un des composants est actif. Par exemple, un alliage cadmium-lithium permet de réduire le plutonium :



La solubilité de l'uranium dans le cadmium liquide est de 2,35 % en poids et de 3,62 % pour le plutonium. Au delà de ces limites, ils précipitent sous forme métallique pour l'uranium et sous forme d'un composé intermétallique pour le plutonium.

Dans le cas où une solution de plusieurs éléments dans la phase métallique se forme on définit un facteur de séparation qui est, $FS_{A/B}$, pour deux éléments A et B au même degré d'oxydation dans le sel, le rapport des concentrations de A et B dans la phase métallique multiplié par le rapport inverse dans le sel. Compte tenu du contexte du retraitement des combustibles irradiés on prend l'uranium comme référence pour exprimer les facteurs de séparation ($FS_{U/U} = 1$). Alors, les coefficients de distribution de A et de B, D_A et D_B , rapport des concentrations de A ou de B dans le métal divisé par leur concentration respectives dans le sel fondu sont tels que :

$$\frac{D_A}{FS_{A/U}} = \frac{D_B}{FS_{B/U}} \quad (5)$$

Pour le système : LiCl-KCl ; Li dans Cd, les valeurs des FS_{MU} pour les transuraniens sont de l'ordre de quelques unités mais atteignent plusieurs centaines pour les lanthanides trivalents, plusieurs milliers pour les alcalins et alcalino-terreux et plusieurs millions pour les lanthanides divalents** et les principaux produits de fission du type métaux nobles. Pour séparer les éléments transuraniens de l'uranium, il faudra donc plusieurs opérations successives, mais une seule est en principe suffisante pour les produits de fission.

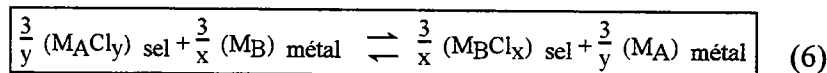
2.1.2 Réduction par électrochimie

L'apport d'électrons par une voie électrochimique classique dans le milieu, provoque le dépôt de l'élément A sur la cathode.

2.1.3 Oxydations

Ces opérations sont réversibles en oxydant l'élément A avec un sel d'un élément B ou bien en l'oxydant à une anode qui lui emprunte des électrons. C'est ainsi que l'on oxyde l'uranium métallique avec un sel de cadmium pour le faire passer en solution dans le sel selon la réaction :

** Lorsque les éléments A et B n'ont pas le même degré d'oxydation dans le sel la réaction est :



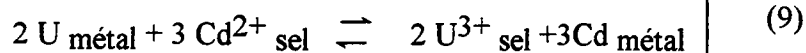
et FS est défini par :

$$FS = \frac{(M_A)_{\text{métal}}^{3/y} (M_B Cl_x)_{\text{sel}}^{3/x}}{(M_B)_{\text{métal}}^{3/x} (M_A Cl_y)_{\text{sel}}^{3/y}} \quad (7)$$

Si $x = y = 3$ on retrouve la définition donnée dans le texte :

$$FS = \left(\frac{M_A}{M_B} \right)_{\text{métal}} \left(\frac{M_B Cl_3}{M_A Cl_3} \right)_{\text{sel}} \quad (8)$$

Pour des valeurs différentes de x et de y, le jeu des exposants fait que les valeurs de FS peuvent être élevées.



2.2 Séparation en milieu oxydant

Sous atmosphère d'oxygène, les éléments sous un degré d'oxydation élevé peuvent exister dans les chlorures sous forme d'ions oxygénés associés aux ions chlorures. Ils peuvent être réduits à une cathode en oxyde de degré d'oxydation inférieur. Les oxydes se comportent alors comme des métaux. Les éléments peuvent aussi exister dans ces milieux à divers degrés d'oxydation selon le potentiel redox qui leur est imposé.

Ainsi le plutonium et l'uranium hexavalent à l'état d'ions uranyle, MO_2^{2+} , sont réduits en oxyde MO_2 à des potentiels plutôt positifs tandis que les produits de fission, Am, Cm et lanthanides trivalents (M^{3+}) sont réduits à l'état métallique à des potentiels négatifs. Beaucoup de valeurs des potentiels redox (par rapport à une électrode chlore/chlorure) sont connus entre 1 et - 3 V et, de ce fait, des prévisions peuvent être faites sans préjuger de l'efficacité des séparations. Le comportement des produits de fission du type métaux nobles n'est pas bien connu à ce jour.

Dans les chlorures fondus, on peut aussi précipiter des oxydes par une réaction « rédox » à l'aide d'un mélange d'oxygène et de chlore gazeux. C'est, par exemple le cas du plutonium qui va être examiné ultérieurement.

Ainsi en milieu sel fondu, la séparation des éléments repose toujours sur des réactions « rédox » que l'on peut provoquer par électrochimie ou à l'aide de couples « rédox » appropriés. Les sels fondus et les métaux ou alliages fondus vont toujours de pair.

2.3 Avantages et inconvénients

L'électrolyse métallurgique reste probablement la seule méthode utilisable pour le retraitement de combustibles frais métalliques (un an de refroidissement ou moins) ou éventuellement à haut taux de combustion, en raison de la tenue exceptionnelle aux rayonnements des sels et des métaux fondus (et des oxydes). Au plan chimique, les

avantages souvent cités de cette méthode sont la compacité des réactifs, des concentrations assez élevées en éléments (quelques %), des cinétiques rapides, des facteurs de séparation notables ou même élevés autorisant des séparations en peu d'étapes et une faible génération de gaz. Toutefois, la cinétique de réaction est quelquefois capricieuse en raison des difficultés d'obtention d'un mélange intime entre le sel fondu et la phase métallique. De plus, le faible encombrement des réacteurs chimiques permet de réaliser les opérations à distance en enceinte blindée.

Par exemple, pour ce qui concerne les éléments présents dans les combustibles métalliques irradiés, on peut séparer d'une part, l'uranium en l'extrayant sur une cathode de fer et, d'autre part, le plutonium et les actinides mineurs en les extrayant sur une cathode de cadmium liquide (voir ci-dessous). Certains produits de fission peuvent être aussi séparés, tous les autres étant envoyés dans deux flux de déchets : un flux métallique et un flux de silicates fondus. Comme on peut solubiliser les oxydes dans les chlorures fondus, les combustibles oxydes simples ou mixtes peuvent aussi être retraités. Des études pyrométallurgiques sont d'ailleurs en cours à ANL* pour coupler le retraitement des combustibles oxydes à celui des combustibles métalliques (projet ALMR)*.

Toutefois, bien que de nombreux composants aient été testés au plan de la corrosion et de la mise en oeuvre de la méthode, les démonstrations pilotes n'en sont qu'à leur début. Il faut maîtriser une technologie de haut niveau par rapport à celle qui est mise en oeuvre dans les milieux aqueux. Au plan de la chimie, tout n'est pas encore bien compris dans la répartition de certains éléments dans les différents compartiments des réacteurs ; les quantités de déchets, leur composition et leur tenue à long terme sont encore mal évaluées. On ne peut traiter la matière radioactive qu'en quantité modérée, mais néanmoins importante eu égard à la limitation des masses imposée en milieu hydrogéné en raison des risques de criticité. On ne peut pas faire de séparations très fines ; les séparations s'effectuent plutôt par groupes d'éléments. Enfin, il faut travailler sous atmosphère inerte, mais la taille des enceintes est limitée et cela facilite l'obtention de bonnes conditions opératoires.

* Termes définis dans le glossaire

2.4 Technologies associées

L'aspect technologique a été (et reste encore) un point très important en raison des problèmes de corrosion à haute température rencontrés avec ces procédés ainsi que de la difficulté de les mettre en oeuvre dans des appareils à multi-étages. Beaucoup des premières difficultés rencontrées ont cependant été surmontées.

Plusieurs techniques de pyroélectrolyseur, de filtres métalliques, de contacteurs-mélangeurs centrifuges et de récipients ont été testées en laboratoire et à l'échelle pilote sur des lots de quelques kilogrammes de combustible métallique. Pour les oxydes, les tests sont en cours à l'échelle de dizaines de kilogrammes. Au total, plusieurs centaines de kilogrammes de métal ou d'oxyde ont été traitées à la cadence d'une dizaine de kilogrammes par jour. A ANL* (Fuel Cycle Facility -West à Idaho Falls aujourd'hui rebaptisé Fuel Cycle Conditioning Facility*), tous les appareillages nécessaires à un traitement complet ont été mis en ligne dans une enceinte blindée de dimensions raisonnables (10 mètres sur 3 par exemple).

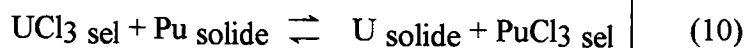
2.5 Exemple de retraitement d'un combustible métallique

L'électrolyseur est le réacteur chimique clé de tout le système. Il existe plusieurs prototypes. Celui exploité à ANL* a été bien décrit. C'est une cuve cylindrique (1m de diamètre, 1 mètre de hauteur) en acier qui comporte une anode en inox en forme de panier et deux cathodes, l'une en acier et l'autre en cadmium liquide contenue dans un récipient en céramique. Le bas du réacteur est rempli de cadmium liquide (PF* 321°C) sur 15 cm. Au-dessus, se trouve une couche de 30 cm de chlorures fondus (PF* 350°C) dans laquelle les électrodes sont immergées en partie. L'ensemble est maintenu à 500 °C. Une analyse de sûreté concluante a été réalisée pour une charge globale en actinides de 80 kilogrammes. ANL* examine la possibilité d'un électrolyseur pouvant traiter 175 kg de matière par jour.

* Termes définis dans le glossaire

Les segments de crayons combustibles métalliques coupés sous atmosphère inerte sont mis dans le panier anodique. On ajoute au mélange fondu LiCl-KCl, du chlorure de cadmium, qui oxyde une partie du combustible et permet aux éléments de passer dans le sel fondu. D'un autre côté, le cadmium métallique de la nappe liquide qui tend à les réduire et à les faire passer dans cette phase. Il s'établit, entre le sel et le cadmium, un équilibre des éléments qui est essentiellement régi par la stabilité des chlorures. Ceux dont les chlorures sont très stables restent dans le sel (Cs, Sr, lanthanides divalents ainsi que I), c'est l'inverse pour les métaux de transition (Tc) et les métaux nobles (Rh, Ru, Pd, Mo) qui passent préférentiellement dans le cadmium liquide. Quant aux actinides et au Zr (provenant ici du combustible), dont la stabilité des chlorures est intermédiaire, ils se partagent entre les deux phases. L'acier inox des gaines n'est pas dissous.

Lorsque la concentration des actinides dans le sel est suffisante leur électrotransport, c'est à dire le passage des éléments de l'anode aux cathodes via le sel fondu et la nappe de cadmium liquide, peut commencer. On établit une différence de potentiel de 1 Volt entre l'anode et les cathodes. Les éléments passent alors en solution dans le sel fondu par oxydation anodique. L'uranium se dépose à la cathode sous forme métallique. Le plutonium ne peut pas suivre l'uranium car son chlorure, PuCl_3 , est plus stable que celui de l'uranium, UCl_3 ; tout plutonium qui tend alors à se déposer sur le fer est immédiatement remis en solution car il réagit avec UCl_3 selon la réaction :



Il en va de même pour les actinides mineurs. Pour déposer le plutonium, il faut inverser la réaction (10) en augmentant la concentration de plutonium dans le sel. Cela a lieu en fait au fur et à mesure que l'opération se poursuit ; car lorsque l'uranium se dépose, la concentration relative de plutonium augmente. Lorsque le rapport des concentrations est suffisamment élevé, le dépôt du plutonium à la cathode de cadmium commence et il est favorisé par le fait que cet élément forme un composé intermétallique avec le cadmium : PuCd_6 . Les actinides mineurs ont le même comportement que le plutonium mais un peu d'uranium et de lanthanides se déposent également sur la cathode.

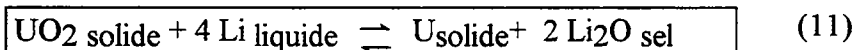
Typiquement, une dizaine de kilogrammes d'uranium ou quelques kilogrammes de plutonium et d'actinides mineurs peuvent être déposés en 24 heures avec des pertes très faibles. A l'échelle d'un pilote, avec des combustibles actifs, les rendements sont de 99,85 % pour l'uranium et 99,99% pour le plutonium avec des puretés supérieures à 99 %. L'uranium contiendrait des traces de plutonium et la solution de plutonium et d'actinides mineurs dans le cadmium une faible quantité d'uranium. Le plutonium et les actinides mineurs peuvent être récupérés à l'état métallique par distillation de la solution métallique.

Une autre méthode pour dissoudre le combustible métallique est la dissolution anodique directe dans le sel ; le partage entre les deux phases, cadmium et sels fondus, a toujours lieu. On peut aussi électrolyser l'uranium à partir de la nappe de cadmium par immersion de l'anode (passage du cadmium à l'état anodique).

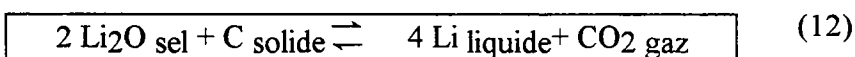
2.6 Cas d'un combustible oxyde

Il faut préalablement réduire les éléments présents dans le combustible, par exemple en métaux, pour qu'ils puissent se solubiliser dans le réacteur selon la technique décrite ci-dessus.

Après l'essai de différents réducteurs, le lithium métallique a été retenu à ANL^{*}. Le combustible est traité par ce métal en présence de chlorure de lithium (LiCl), dans un réacteur en acier inox à 650 °C. Il se forme de l'oxyde de lithium qui est soluble dans ce sel mais que l'on peut détruire par la suite par réaction anodique avec une électrode de carbone. Il se forme du dioxyde de carbone et le lithium est régénéré. Pour l'uranium la réaction est la suivante :



et l'on a :



^{*} Termes définis dans le glossaire

L'uranium et les éléments contenus dans le combustible précipitent dans le chlorure de lithium et sont séparés par filtration puis rejoignent l'électrolyseur.

Les études de traitement des combustibles oxydes sont moins avancées que les précédentes et restent encore confidentielles.

Pour un essai effectué sur 20 kg d'oxydes contenant 150 g de plutonium et 26 g d'actinides mineurs, l'uranium est récupéré à 99,7 % et contient des traces de transuraniens. Le plutonium et les actinides mineurs semblent entièrement récupérés mais avec 50 g d'uranium.

Un certain nombre d'incertitudes ou d'inconnues subsistent, telles que le comportement du technétium, des lanthanides, de l'iode et du zirconium.

2.7 Cas d'autres combustibles

La voie électropyrométallurgique peut être mise en oeuvre dès qu'il est possible d'introduire les éléments dans le système des sels fondus. Seuls les combustibles qui contiennent de l'aluminium (alliages d'uranium très enrichi et aluminium de certains réacteurs de recherche ou de la propulsion navale) ne peuvent être traités par cette voie car cet élément forme des composés intermétalliques avec les actinides ce qui complique les opérations de séparation.

2.8 Flux de déchets pour les 2 types de combustibles

Le procédé d'électropyrométallurgie est séquentiel. Les produits de fission s'accumulent dans les différentes parties de l'électropyrolyseur, cadmium liquide, sels fondus et anode où l'on retrouve les gaines d'acier et les métaux nobles non entièrement dissous. S'il s'agit de combustibles oxydes, les gaines de zircaloy sont légèrement attaquées. L'augmentation de température, due à la chaleur dégagée par l'accroissement de la teneur en produits de fission, nécessite des traitements particuliers qui conduisent à des déchets.

En premier lieu, les éléments transuraniens restant dans l'électrolyseur sont récupérés par réduction pour être réintroduits dans le cycle d'électropyrométallurgie suivant. Pour cela, on les extrait par un traitement avec un alliage cadmium-lithium à 0,1 % puis par un alliage cadmium-uranium à 2 % . Une partie des terres rares est aussi extraite (< 20 %). Ces extractions ont lieu dans des extracteurs centrifuges en série (2 à 4) en raison des faibles facteurs de séparation des actinides. Le lithium et l'uranium réduisent les transuraniens qui passent en solution dans le cadmium tandis que du lithium et de l'uranium passent dans le sel. La teneur finale des transuraniens dans le sel est de l'ordre de 0,01 %.

La solution des transuraniens et des lanthanides dans le cadmium est renvoyée à l'électrolyseur, après ajout de chlorure de cadmium pour les oxyder.

Le sel est ensuite traité par un alliage cadmium-lithium à 0,2 % qui réduit tous les chlorures de lanthanides sauf ceux d'euporium, de samarium et d'ytterbium (dont les chlorures divalents sont très stables) et les traces de transuraniens restantes. Les éléments se concentrent dans le cadmium et la solution devient un déchet. Cette solution de métaux rejoint le flux des déchets métalliques.

A ce stade, il reste dans le sel les alcalins (Cs) et alcalino terreux (Sr), l'yttrium, le samarium, l'euporium et l'iode, soit des radionucléides à vie moyenne tels que : ^{137}Cs , ^{137}Ba , Sr et ^{90}Y , ^{154}Eu , ^{155}Eu , ^{151}Sm , soit des radionucléides à vie longue tels que : ^{135}Cs , ^{129}I et ^{79}Se . Le sel est alors traité par une zéolithe déshydratée ayant une forte tenue au rayonnement, une forte capacité d'échange pour Cs et Sr, et de bonnes capacités de piégeage des sels dans ses cavités pour Yb, Sm, Eu, ainsi qu'une bonne adsorption en surface. Ce traitement décontamine finalement le sel qui est renvoyé à l'électrolyseur.

La zéolithe peut être transformée en un monolithe de sodalite* par pressage à chaud ou bien consolidée par imprégnation par un verre. Les résultats publiés pour un essai portant sur 20 kg d'oxydes contenant 150 g de Pu et 26 g d'actinides mineurs conduisent à 8 kg de déchet zéolithique renfermant 2,2 kg de sels, 400 g de produits de fission, $2 \cdot 10^{-4}$ % des transuraniens et $3 \cdot 10^{-4}$ % de l'uranium. Les projections à plus grand échelle

* Termes définis dans le glossaire

conduisent à dire que la zéolithe contiendrait moins de 10^{-7} Ci/g de transuraniens (0,1 Ci/tonne). Une composition typique pourrait être : 925 kg de zéolithes, 100 kg de sels et 25 kg de produits de fission avec une activité alpha de 0,05 Ci. Ces déchets seraient stockable en surface en France. La sodalite, minéral naturel, semble peu lixiviable, d'après les récents essais réalisés par les Japonais.

La nappe de cadmium liquide de l'électrolyseur et la solution de cadmium contenant les lanthanides sont réunies et traitées par un alliage de cuivre-aluminium très peu soluble dans le cadmium. Les produits de fission forment avec le cuivre et l'aluminium des composés intermétalliques (de structure bronze d'aluminium) qui sont des déchets. Les coques et embouts peuvent rejoindre le flux de déchets métalliques. On y retrouve au total 0,1 % des transuraniens et les produits de fission soit à vie courtes : $^{106}\text{Ru-Rh}$, $^{144}\text{Ce-Pr}$, ^{147}Pm , soit à vie longue : ^{99}Tc , ^{93}Zr , ^{126}Sn et ^{107}Pd . Pour l'essai mentionné plus haut concernant les 20 kg d'oxydes, le flux de déchets métalliques contient tous les métaux nobles et seulement 3,5 % des lanthanides, mais il n'a pas été caractérisé de manière approfondie. Les prévisions conduisent à la composition typique suivante : pour 1200 kg de matrice, on aurait 100 kg de produits de fission, 5 kg d'uranium, 700 kg de coques et embouts avec une activité alpha de 500 Ci. Ce déchet relèverait en France de la catégorie C.

Ainsi l'électropymétallurgie conduit à deux flux de déchets contenant les produits de fission : un flux de zéolithe (Sr, Cs, I, lanthanide divalent et yttrium) et un de métal (tous les autres produits de fission et des traces d'actinides). Le volume des déchets serait comparable à celui du cycle ouvert (uranium non compris) mais quasi exempt de plutonium (moins de 1ppm).

A ces flux, il faut ajouter un flux gazeux de tritium, Kr, Xe et Ar (provenant de l'atmosphère inerte de l'enceinte de traitement) d'où le tritium peut être extrait, ainsi qu'un flux de déchets technologiques.

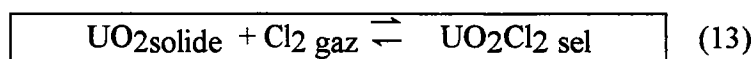
3. Séparation en milieu oxydant - Cas d'un combustible oxyde

On dispose de moins de données sur les procédés en sels fondus utilisés par les russes et qui permettent d'une part, de régénérer UO_2 des combustibles à neutrons rapides à taux de combustion élevés, supérieurs à 100 GWj/t, ($\text{BOR}^* 60$ $\text{BOR}^* 350$ et $\text{BN}^* 600$) par dépôt cathodique, et, d'autre part, de retraiter des MOX^* en obtenant directement par dépôt cathodique le mélange d'oxydes $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ prêt à être fritté pour la réutilisation, voire enfin, de purifier PuO_2 par cristallisation ; ces procédés permettent aussi la transformation du plutonium métallique militaire en PuO_2 .

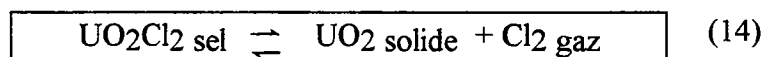
Des opérations ont été décrites à l'échelle de passage de 30 kilogrammes dans l'électrolyseur. Deux tonnes de combustibles $\text{BN}^* 600$ ont été retraitées, 100 kg de PuO_2 ont été purifiés et 1,5 tonnes de MOX ont été retraités depuis 1988 par ce procédé.

L'électrolyseur est dans son principe le même que celui de ANL^* mais il est ici chemisé de graphite qui sert d'anode, la cathode est en acier et comporte une admission de gaz car le procédé met en jeu des flux gazeux de chlore ou d'oxygène.

La dissolution de UO_2 consiste en une oxydation par le chlore à potentiel nul. Il se forme un oxychlorure d'uranium hexavalent, UO_2Cl_2 , soluble dans un eutectique* NaCl-KCl . La réaction est la suivante :



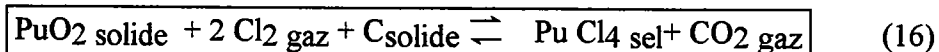
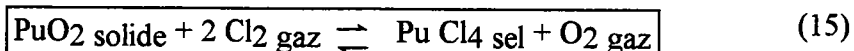
ensuite l'ion uranyle (en fait $\text{UO}_2^{2+} 2 \text{Cl}^-$) est réduit à la cathode portée à - 0,5 Volt et UO_2 se dépose sous la forme de grains très fins tandis que du chlore se dégage à l'anode selon la réaction :



L'uranium est récupéré à 99,5 % . Le facteur de décontamination vis à vis des produits de fission est de 1000 et le facteur de séparation de l'uranium vis à vis du plutonium est de l'ordre de 150. Il y a moins de 1% de plutonium dans l'uranium.

* Termes définis dans le glossaire

Pour la purification de lot d'oxydes de plutonium, le plutonium est porté en solution, à potentiel nul, sous forme de tétrachlorure selon deux mécanismes, dont l'un consomme du carbone :



On précipite PuO_2 par le processus inverse de celui qui a conduit à fabriquer PuCl_4 , en ajustant le pourcentage d'oxygène dans le mélange gazeux admis dans l'électrolyseur et l'oxyde ainsi obtenu est très finement divisé (20 à 100 microns). Le facteur de décontamination pour l'américium est de 70.

Le traitement de combustible MOX^* par le chlore gazeux consiste à porter en solution dans le sel fondu à la fois l'uranium et le plutonium selon les voies déjà indiquées. Il se produit alors une réaction supplémentaire d'oxydation du plutonium tetravalent en plutonium hexavalent :



Ceci conduit à une codéposition cathodique UO_2/PuO_2 à - 1 Volt, car PuO_2Cl_2 est réduit comme UO_2Cl_2 . Le rendement est de 99 % avec un facteur de décontamination de 50 pour l'américium.

Des variantes de cette électropyrométallurgie en sels fondus permettent de séparer UO_2 et PuO_2 des combustibles ou de récupérer seulement PuO_2 en envoyant les produits de fission dans UO_2 qui constitue alors un déchet. La décontamination des sels est réalisée avec du phosphate de sodium qui précipite, à l'état de phosphates, beaucoup de produits de fission sauf ceux de césium et de strontium.

* Terme défini dans le glossaire

Enfin les alliages plutonium-gallium des têtes nucléaires démantelées peuvent être transformés en PuO_2 (sans gallium ni américium) par chloruration de l'alliage, puis passage en chlorures et précipitation de l'oxyde.

4. Pyrochimie et pyrométallurgie examinées au CEA

Le CEA-DCC examine un traitement pyrométallurgique des calcinats de produit de fission allant actuellement à la vitrification pour en extraire l'américium et le curium.

En partant de cette étape actuellement industrialisée, on dispose d'une matière radioactive "allégée" car on s'affranchit de la grande masse de l'uranium et de celle du plutonium. Il ne reste que les produits de fission et les actinides mineurs. Dans une version de retraitement ayant déjà conduit à l'extraction du neptunium et du technétium (PUREX* amélioré), le nombre d'éléments à séparer serait encore réduit. Ce traitement n'est donc pas, à proprement parler, un retraitement pyrométallurgique de combustible puisqu'il comporte au préalable une étape par voie aqueuse. Il diffère également des traitements par la voie sèche à l'aide de fluorure, qui ont été examinés au CEA par le passé.

Le traitement est développé en milieu fluorures fondus, milieu pour lequel le CEA a eu dans le passé une bonne expérience. Il commence par une fluoruration des calcinats qui conduit à la séparation, par différence de volatilité, des fluorures de césium et de technétium. Ces éléments sont ainsi séparés. Les autres fluorures sont portés en solution dans un eutectique* de fluorures fondus. L'étape suivante est une étape « rédox » classique d'extraction du molybdène et des platinoïdes par du zinc liquide. La dernière étape permet finalement de séparer par réduction du magnésium liquide, l'américium et le curium ; les lanthanides restent dans le sel.

Les facteurs de séparation ne semblent pas suffisamment importants pour éviter la multiplication d'opérations unitaires à l'aide de contacteurs-mélangeurs multiétages.

Un des avantages de la voie fluorures fondus est la possibilité de mettre à profit la volatilité de certains fluorures. Un de ses inconvénient est la corrosion des matériels ; c'est pourquoi les essais sont conduits en creuset froid.

* Termes définis dans le glossaire

5. Conclusion

Les procédés pyrométallurgiques et électropyrométallurgiques en sels fondus sont, aux Etats-Unis, en cours d'étude et de démonstration pour retraiter des combustibles nucléaires à l'échelle de la dizaine de kilogrammes de matière. Ils ont été initialement conçus pour traiter des combustibles métalliques et viennent d'être récemment introduits dans une vision de retraitement de combustibles oxydes. Une installation pilote est en cours de réalisation pour traiter de l'ordre de 200 kg par essai.

Ces procédés préparent les bases techniques d'une gestion alternative des déchets nucléaires. Ils apparaissent, à première vue, comme des procédés élégants et simples, mais en fait, ils cachent une chimie complexe qui n'est pas toujours maîtrisée. Beaucoup de recherches restent à faire pour arriver à un procédé industriel. En particulier, pour ce qui concerne les déchets ultimes, il est nécessaire de mieux définir leur composition.

D'autres pays, comme la Russie, ont travaillé dans ce domaine en empruntant des voies différentes de celles des USA.

Ces recherches sur les combustibles et leur extension à des cibles ou combustibles comme le thorium apparaissent indissociables des recherches à conduire sur les systèmes innovants. En effet, ceux ci nécessiteront le traitement rapide de cibles et/ou de combustibles irradiés.

Par ailleurs, en raison des avantages de ces méthodes électropyrométallurgiques, celles-ci pourraient être couplées à ceux du retraitement industriel par voie aqueuse. A cet égard la matière de départ pourrait être les calcinats de produits de fission actuels du procédé PUREX* ou ceux d'un procédé PUREX* amélioré ayant déjà séparé le neptunium et le technétium. Le CEA/DCC examine une piste dans ce sens en reprenant des milieux et une technologie qu'il a déjà utilisés. Les efforts et le calendrier ne sont pas précisés actuellement dans le plan-programme de la loi.

* Termes définis dans le glossaire

Références

L'essentiel de la documentation provient de

- [1] Proceedings de GLOBAL' 93, International Conference on Future Nuclear Systems : Emerging Fuel Cycles and Waste Disposal Options, Seattle, Washington (USA), September 12-17, 1993.
- [2] Proceedings de GLOBAL'95, International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, Versailles, (France), September 11-14, 1995.
- [3] Nuclear Wastes, Technologie for Separations and Transmutation, National Research Council, National Academy Press, Washington D. C. , 1996 ; Appendix D.

ANNEXE 7

CONSIDERATIONS GENERALES SUR CERTAINS ASPECTS LIES A LA « REVERSIBILITE » -

Jean-Paul MINON - Directeur Adjoint de l'ONDRAF - Belgique

Conditions nécessaires pour décider de la réversibilité

En phase d'exploitation, la réversibilité est un élément de la sûreté opérationnelle. D'autre part, l'exploitation devant se poursuivre loin dans le siècle prochain, il n'est pas exclu que soit, des éléments scientifiques nouveaux conduisent à la possibilité de réduire le terme source soit, les résultats des mesures de surveillance déjà mises en place induisent des doutes quant à la sûreté à long terme du site. La possibilité de reprendre facilement les déchets, soit de façon totalement réversible, soit moyennant la mise en oeuvre de moyens techniques complémentaires simples, paraît donc être un critère de conception raisonnable. Cette situation existe tant que le site n'a pas été scellé.

Après scellement, il n'est plus question de réversibilité proprement dite mais de reprise par des moyens de techniques minières. En phase d'exploitation, la réversibilité est un élément de la sûreté opérationnelle. D'autre part, l'exploitation devant se poursuivre loin dans le siècle prochain, il n'est pas exclu que, soit des éléments scientifiques nouveaux conduisent à la possibilité de réduire le terme source, soit les résultats des mesures de surveillance déjà mises en place induisent des doutes quant à la sûreté à long terme du site. La possibilité de reprendre facilement les déchets, soit de façon minières que l'on peut faciliter par l'introduction d'un certain nombre de dispositions particulières au niveau du concept et soit en conservant correctement la mémoire du site. Faciliter la reprise du déchet dans un futur plus ou moins éloigné est de fait un élément de réponse au « principe de prudence : aucune action susceptible d'entraîner le rejet de polluants nocifs dans l'environnement ne devrait être entreprise à moins que l'on ait la certitude qu'il n'en résultera aucun effet dommageable ». Il s'agit d'un problème de gestion du risque ; le risque considéré étant caractérisé par une très faible probabilité et des dommages potentiels particulièrement importants.

L'ampleur des moyens que l'on pense devoir mettre en oeuvre pour faciliter la reprise du déchet doit alors s'apprécier en fonction du niveau du risque et des autres moyens déjà employés pour réduire ce risque.

Le niveau de risque tel qu'il est possible de le calculer actuellement est en lui-même extrêmement faible, loin en deçà des contraintes que l'autorité peut imposer en application des réglementations les plus récentes. De plus, il s'agit d'un risque pour lequel, contrairement à ce qui est le cas dans la plupart des problèmes d'environnement, la relation dose-effet est bien connue.

D'autre part, le risque est réduit par un certain nombre de choix faits au départ du projet de stockage : programme théorique et expérimental de choix de site, maîtrise des propriétés physico-chimiques de la source, absence de ressources naturelles exploitables, stabilité géologique ... La reprise du déchet apparaît sous cet angle comme un élément « hors dimensionnement » que l'on ne peut certes pas exclure mais dont l'importance doit être estimée compte tenu du caractère ultime de la mise en oeuvre.

La question telle qu'elle est décrite ci-dessus est un cas particulier d'application de la problématique plus générale d'insertion de projet dans l'environnement. De nombreuses méthodes existent pour aider à la décision dans ce domaine : elles doivent notamment tenir compte de l'allocation équitable des ressources disponibles.

Réversibilité et principe ALARA (impact radiologique)

Le principe ALARA vise à optimiser la protection des travailleurs et des populations contre les dangers des radiations ionisantes en maintenant les doses à un niveau aussi bas que raisonnablement possible compte tenu des facteurs économiques et sociaux. La dose maximale encourue par les individus du groupe critique est, pour un stockage souterrain de déchets radioactifs, largement inférieure aux contraintes de dose que l'autorité peut imposer en application des réglementations les plus récentes. Cette dose sera délivrée aux générations futures à une très longue échelle de temps. On peut considérer que de fait, les concepts actuels sont voisins de l'optimum. Tout complément du concept ne peut pas dégrader cet optimum ;

de plus, une situation meilleure par un coût prohibitif ne peut s'envisager étant donné le faible gain probable sur les doses. Le principe ALARA est en fait une méthode d'aide à la décision pour le cas particulier de la protection radiologique.

Réversibilité et notion de coût-bénéfice

La notion de coût-bénéfice est une technique économique particulière permettant de déterminer si une action donnée procure des avantages supérieurs à ses coûts de mise en oeuvre. Ce type d'analyse est classique en matière de projet industriel. Cette méthode est tout à fait applicable au cas de la reprise du déchet en stockage profond avec cet avantage que la relation « dose-effet » est ici bien connue. Toutefois, il est plus qu'improbable que la simple estimation mathématique de la valeur escomptée d'un concept permettant la reprise du déchet et sa simple mise en balance avec le coût de l'opération soit un élément déterminant de la prise de décision. En effet, elle ne tient pas compte de l'aversion qu'ont les individus en général pour les situations à risque ou potentiellement catastrophiques. Il faut alors faire appel à d'autres méthodes qui permettent de tenir compte de l'aversion que la société éprouve pour les pertes, spécialement en matière d'environnement. On peut, par exemple, faire appel à l'utilité escomptée et non plus à la valeur escomptée en donnant un poids plus important aux pertes qu'aux avantages. Il n'en reste pas moins que toutes les méthodes proposées ne sont qu'une modélisation très imparfaite de l'appréciation du risque par les individus, certainement lorsqu'il s'agit d'événements très peu probables.

Ces méthodes ne commencent à être vraiment utiles qu'à partir du moment où l'on est parvenu à ramener la prise de risque dans un contexte plus rationnel ; leur application nécessite donc un minimum d'acceptabilité de la part des parties concernées de la société. La création de ce minimum d'acceptabilité relève beaucoup plus des sciences humaines que des théories économiques.

Réversibilité et acceptation publique du stockage

Pendant la phase opérationnelle, la réversibilité proprement dite est réalisable et résulte de considérations de sûreté opératoire. L'exploitation du stockage a pendant cette période un aspect démonstration qui permet de bâtir la confiance dans la sûreté du concept ; la

réversibilité garantit que toute intervention reste possible si des phénomènes non prévus actuellement devaient se produire contre toute attente.

En fait, pendant cette phase on a affaire à un quasi-entreposage. La décision de scellement qui devrait être prise vers le milieu du siècle prochain reste ouverte ; les responsables de l'époque resteront maîtres de leur décision et ne seront pas mis devant un fait accompli : ils pourront revenir en arrière si tel est leur souhait mais pourront également sceller le stockage en pleine connaissance de cause. La réversibilité avant scellement est dans ce cadre également justifiée en ce sens qu'elle permet le contrôle du processus décisionnel.

Après scellement, il n'est plus question de réversibilité proprement dite. L'introduction dans le concept d'éléments facilitant la reprise du déchet ou permettant d'allonger la période pendant laquelle cette reprise est possible apparaît plus dans ce cas comme un élément de respect des générations futures. En effet, elles préservent leur droit à protéger l'environnement dans la mesure où elles souhaiteraient intervenir au niveau de la source de pollution, soit pour éliminer celle-ci en cas d'avancées scientifiques majeures, soit en cas de perturbation majeure imprévue ; de même, elles préservent l'accès à un stock potentiel d'énergie en cas d'évacuation directe du combustible irradié. Cette possibilité ne s'étend logiquement pas au-delà de la durée de vie de la première barrière. Vu de cette façon, le surcoût éventuel consenti pour faciliter la reprise du déchet peut être interprété comme une compensation attribuée par la génération actuelle aux générations futures. Il s'agit d'une notion éthique forte qui peut être un élément de rationalisation du débat en ce sens qu'il introduit un certain degré de contrôle dans l'incertitude inhérente au comportement à long terme du stockage. Il s'agit d'une mesure de préservation de l'avenir dont il appartient à la génération actuelle de fixer et de payer le prix.

Réversibilité et intrusion humaine

Il semble logique de considérer que l'intrusion humaine peut prendre place après scellement du stockage dans un contexte où la mémoire de ce dernier a été perdue et si l'homme accède aux déchets sans bien avoir conscience des risques qu'il court. On ne se trouve donc pas dans

une situation de reprise des déchets menée en toute connaissance de cause ; de même les marqueurs placés à proximité du stockage n'ont pas ou insuffisamment joué leur rôle.

Les éléments introduits au niveau du concept pour faciliter l'accès aux déchets ont notamment pour but de renforcer les propriétés de confinement et de tenue mécanique de la première barrière ; de plus, ils peuvent en augmenter le rôle de protection biologique. Dans ce cas, ces éléments seraient plutôt de nature à atténuer les risques courus en cas d'intrusion involontaire. Le raisonnement est valable tant que la première barrière est à même de remplir son rôle ; lorsque la première barrière est trop dégradée, on est ramené au problème générique de l'intrusion humaine à condition que la reconstitution de la troisième barrière lors du scellement n'ait pas été conçue comme une voie d'accès privilégiée au stockage. Ceci conduit à exclure de modifier le concept au niveau de la troisième barrière, la roche hôte, pour des raisons de facilité d'accès après scellement. Ceci exclut la possibilité d'une réversibilité proprement dite lorsque le stockage a été scellé.

Frontière entre la réversibilité d'un stockage et un entreposage souterrain

L'entreposage souterrain est une situation dans laquelle le déchet doit pouvoir être repris à tout moment pour être transféré ailleurs. Il est clair qu'il s'agit d'une situation réversible. Il est tout aussi clair qu'il ne s'agit pas nécessairement d'un stockage.

En effet, le rôle des différentes barrières est essentiellement différent dans les deux cas.

Dans le cas d'un entreposage, la première et la deuxième barrière ont simplement un rôle de confinement qui peut être réalisé partiellement de façon dynamique (mise en dépression par des systèmes de ventilation par exemple) ; elles n'ont pas de rôle au delà de la durée de l'entreposage ; leurs défaillances peuvent se traiter par des moyens industriels disponibles existants (la mise en emballage de transport pour des emballages fuyards par exemple). Dans un stockage, la première barrière doit normalement assurer le confinement pendant une période suffisamment longue pour garantir une décroissance significative des radionucléides contenus dans le déchets. La seconde barrière joue un rôle de stabilisation mécanique, assure le transfert

de chaleur lorsqu'il est requis et peut se voir attribuer une fonction de retard chimique. Les deux barrières sont passives.

Dans le cas d'un entreposage, la troisième barrière a essentiellement un rôle de protection physique ; les radionucléides ne peuvent y pénétrer qu'en conditions incidentelles ou accidentelles.

Pour un stockage, la troisième barrière est le réceptacle ultime pour la radioactivité résiduelle qui s'échappe à très long terme. Il est donc clair qu'un site de stockage doit répondre à un nombre de conditions auxquelles ne doit pas nécessairement répondre un site d'entreposage.

L'entreposage permet un contrôle poussé du déchet ; son exploitation et sa maintenance s'apparente à une activité industrielle normale.

Par contre, un stockage réversible avant fermeture a les caractéristiques d'un entreposage « dormant », les interventions actives pouvant être réduites au minimum strictement indispensable : accès, ventilation de conditionnement, surveillance. La distinction fondamentale avec un entreposage souterrain vient du fait que le site est qualifié à long terme, que la profondeur répond aux exigences de sûreté à long terme et que l'accès aux déchets peut demander la mise en oeuvre de moyens plus importants que pour un entreposage proprement dit.

L'entreposage souterrain et un stockage réversible avant fermeture restent néanmoins deux situations bien distinctes : la première est une situation d'attente résultant d'une non-décision, le second est une solution définitive à un problème donné que l'on met en oeuvre par étape sans être obligé de prendre de décision de non retour jusqu'à un stade très avancé de la réalisation.

Réversibilité après fermeture du stockage

Après scellement du stockage, il n'y a plus de réversibilité au sens propre. Certains éléments du concept peuvent faciliter la reprise du déchet par des moyens de génie minier conventionnel dont la mise en oeuvre ne pose pas de problèmes majeurs à l'heure actuelle. La possibilité de reprise implique en tout cas que l'on ait conservé la mémoire du site.

Cette reprise ne se conçoit bien que tant que la première barrière est à même de remplir sa fonction de confinement et de résistance mécanique. Le renforcement de cette barrière peut allonger la période pendant laquelle cette reprise est envisageable et permettre une protection biologique supplémentaire.

Réversibilité en fonction du type de déchet

Pendant la période d'exploitation, la réversibilité est un impératif de sûreté opérationnelle.

Pour des assemblages de combustibles irradiés et des conteneurs de résidus vitrifiés de retraitement, l'existence d'un suremballage garantit un haut degré de réversibilité des opérations y compris après la mise en place ; la mise en place du matériau de colmatage n'interfère pas avec la mise en place du déchet dans le concept belge tel qu'il est développé actuellement. Pour les autres catégories de déchets, la réversibilité est moindre après mise en place étant donné que le colmatage s'effectue au fur et à mesure du remplissage des galeries. Le fait que certains lots de déchets présentent des caractéristiques physico-chimiques moins favorables pourrait inciter à renforcer le confinement du colis primaire afin que la reprise du déchet soit rendue possible dans des conditions de travail raisonnables sur une période suffisamment longue.

Après scellement, la possibilité de reprendre les déchets est fonction de la durée de vie de la première barrière. Celle-ci est plus élevée (1000 à 2000 ans) pour des assemblages de combustibles irradiés que pour des résidus vitrifiés (300 à 400 ans) ; en effet, il est souhaitable, pour des raisons de fiabilité de la modélisation, que la migration des radionucléides ne débute qu'après la période chaude.

L'ampleur des investissements consentis pour faciliter la reprise des déchets doit également tenir compte de l'importance du terme source et de la radioactivité résiduelle qui atteint finalement la biosphère : la reprise devrait porter en premier lieu sur la partie de la source dont la contribution à la dose est la plus importante.

GLOSSAIRE

ABRICOT - Code de calcul utilisé par l'IPSN qui modélise les transferts des radionucléides dans la biosphère jusqu'à l'homme.

Acides humiques et fulviques - Composés organiques naturels présents dans les sols et les eaux qui possèdent des propriétés de rétention cationique et anionique. Les acides fulviques, dont les molécules sont de taille plus petites que celles des acides humiques, peuvent être solubles dans l'eau et participer ainsi au transport des radionucléides sous forme de colloïdes.

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). Ce programme, piloté par le CEA, fait partie de l'axe 1 des recherches de la loi du 30 décembre 1991.

Activité labile - Terme qui caractérise l'activité radioactive mobilisée facilement à partir des déchets lors du contact avec l'eau.

Adulaire - Variété minéralogique de l'orthose qui est un feldspath potassique.

AECB - Atomic Energy Control Board - Commission de contrôle de l'énergie atomique voir CCEA (CANADA)

AECL - Atomic Energie of Canada, Limited - L'Energie Atomique du Canada, Limitée - voir EACL

ALARA - As Low As Reasonably Achievable - niveau de radioactivité le plus faible qu'il soit possible d'atteindre dans la pratique (meilleur compromis entre le risque, la technique et l'économique).

Albo-cénomanién - Formation géologique formée de graviers et sables soudés entre eux ; elle fait partie du crétacé et est âgée de 96 millions d'années.

ALMR - Advanced Liquid Metal Reactor (réacteur à métal liquide de type avancé) développé par Général Electric.

ANDRA - Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs.

ANL - Argonne National Laboratory (laboratoire national d'Argonne aux Etats-Unis)

Apatites - Composés naturels et artificiels à base de phosphates de calcium. Ils possèdent de fortes propriétés de sorption pour de nombreux éléments susceptibles de migrer dans la géosphère ; selon les propriétés, on distingue plusieurs variantes par exemple, apatite iodovanadoplombeuse : composé spécifique pour le piégeage de l'iode.

APM - Atelier Pilote de Marcoule - Installation pour les études des combustibles futurs et de leur retraitement (CEA 1988)

AQUABIOS - Logiciel de calcul utilisé par l'ANDRA ; il est destiné au calcul de la dose engagée par l'homme à partir des radionucléides émis dans la biosphère et véhiculés par la chaîne alimentaire.

Äspö - Suède - site d'implantation d'un laboratoire souterrain méthodologique.

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 de Atalante 1 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'un accélérateur de haute intensité pour la transmutation dans un réacteur sous-critique à sels fondus (Accelerator Transmutation of nuclear Waste).

AVM - Atelier de Vitrification de Marcoule - Installation CEA de vitrification des calcinats de produits de fission et d'actinides radioactifs en continu, mise en service en 1978 (Marcoule).

BN - 350 et 600 Combustible russe pour réacteur rapide (oxyde de plutonium). En russe, B signifie Rapide et N signifie Neutrons.

BO - Barrière ouvragée.

BOR - 60 Combustible russe pour réacteur rapide. En russe, B signifie Rapide, O signifie Oxydes et R signifie Réacteur.

BOR - Barrière Ouvragée de Remplissage (concerne le stockage profond des déchets)

BPR - Bétons de Poudres Réactives - Bétons aux performances exceptionnelles par rapport aux bétons traditionnels en matière de ductilité et de résistance à la compression et à la traction (Groupe Bouygues, France).

Britholite - Silicate de calcium et de terres cériques utilisé comme matrice candidate pour le confinement de déchets radioactifs.

C/E Cimentées - Coques et Embouts cimentés (déchets produits à La Hague) (voir aussi coques et embouts).

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.

CALLOVO-OXFORDIEN - Série argileuse rencontrée en particulier dans le site de l'Est ; le callovo-oxfordien fait partie du Jurassique supérieur et est âgé de 150 millions d'années.

CAPRA - Consommation Accrue de Plутonium dans les réacteurs RApides - programme de recherche du CEA qui vise à étudier la faisabilité de réacteurs rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée.

CBFC'2 - Conteneur de Béton Fibre du type 2 utilisé à UP₃ La Hague pour les déchets technologiques.

CCEA - Commission de Contrôle de l'Energie Atomique au Canada.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

Céramiques - Matériaux à l'étude pour le conditionnement des déchets ; ce sont des matrices minérales permettant d'incorporer par chauffage à haute température des radionucléides présents dans les cendres, les sels de copréciptation.

CERN - Centre Européen pour la Recherche Nucléaire. Laboratoire européen pour la physique des particules situé près de Genève (Suisse)

CFR - Code of Federal Regulations (code de réglementation aux Etats-Unis).

CHI - Colis de Haute Intégrité - Concerne les colis de déchets nucléaires.

CHP - Conteneur de Haute Performance ; ce conteneur se caractérise par sa durabilité et constitue, à lui seul, une barrière.

CIGAR LAKE - Site minier au Canada (Saskatchewan) caractérisé par une forte teneur en uranium du minerai (8 % en moyenne) et sur lequel on poursuit des études d'analogues naturels (uranium, ⁹⁹Tc ...).

CIPR - Commission Internationale de Protection Radiologique.

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 circulaire Mauroy en 1981 et précisée pour les laboratoires souterrains par la loi du 30 décembre 1991 pour chaque site retenu par la médiation du Député Christian BATAILLE.

CNRS - Centre National de la Recherche Scientifique.

Coffinite - Minéral d'uranium (silicates d'uranium).

COGEMA - Compagnie Générale des Matières nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

COGEMA INC. - Filiale COGEMA s'occupant de Cigar Lake (Saskatchewan, Canada).

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. Le rapport a été remis le 20 juin 1996.

Commission GOGUEL - Du nom du Président, nommée en 1987 pour définir les critères pour le stockage profond.

Commission Hare - Du nom de Président, cette Commission a établi pour le Canada en 1977, les besoins pour le stockage des déchets et a recommandé la recherche pour un stockage géologique.

Coques et embouts - Déchets de structure provenant des assemblages de combustible nucléaire principalement des gaines de zircaloy, des têtes en acier inoxydable ou des inconels.

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).

CREGU - Centre de Recherches sur la Géologie des matières premières minérales et énergétiques - Nancy -

Crétacé - Âge géologique du secondaire s'étendant sur une période comprise entre 135 et 65 millions d'années.

CRIEPI - Central Research Institut of Electric Power Industry - Institut central de recherche de l'industrie de l'énergie électrique (Japon)

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 Sûreté et de l'Information 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 devint un EPIC.

DAIE - Demande d'Autorisation 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 du CEA.

DAMRI - Département des Applications et de la Métrologie des Rayonnements Ionisants de la Direction des Techniques Avancées du CEA.

DCC - Direction du Cycle du Combustible du CEA.

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 au-delà d'une limite administrative) voir aussi encadrés 2 et 3 du rapport n° 1.

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 et des lanthanides utilisant comme extractant une diamine (molécule organique).

DOE - Department Of Energy - Département de l'Energie des Etats-Unis dont dépend l'office chargé de la gestion des déchets.

DOGGER - Age géologique du secondaire appartenant au Jurassique moyen s'étendant sur une période comprise entre 180 et 154 millions d'années.

DRN - Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA.

DSIN - Direction de la Sûreté et des Installations Nucléaires dépendant conjointement des Ministères de l'Industrie et de l'Environnement.

DSM - Direction des Sciences de la Matière du CEA.

EACL - Energie Atomique du Canada, Limitée - Voir en anglais AECL

EBR II - Experimental Breeder Reactor, 1964-1994 (réacteur rapide expérimental).

EDF - Electricité De France.

Energy and Natural Resources Committee - Commission pour l'Energie et les Ressources Naturelles ; Commission du Sénat des Etats-Unis impliquée dans le domaine de l'énergie nucléaire et présidée par le sénateur MURKOWSKI.

EPA - Environment Protection Agency - Agence de protection de l'environnement (Etats-Unis) - Elle est chargée d'établir les standards pour le stockage des déchets.

EPR - European Pressurized water Reactor - Projet franco-allemand, 1992

Eutectique - mélange de sels dont le point de fusion est plus faible que celui de chacun des composants élémentaires.

Everest - Evaluation of Elements Responsible for the Equivalent Doses Associated with the Final Storage of the Radioactive Waste. - Projet des Communautés Européennes ; exercices de sûreté pour évaluer l'impact des stockages géologiques des déchets nucléaires dans différents sites.

Facteur de dose - Rapport entre la dose efficace engagée et l'activité lors de l'ingestion ou de l'inhalation d'un radionucléide ; il est exprimé en SvBq⁻¹. Il dépend de l'âge. Les valeurs de référence sont données par la CIPR.

FA/MA - Expression désignant les déchets de Faible Activité et de Moyenne Activité.

FAST - Scénario de stabilisation du plutonium dans un parc constitué uniquement de réacteurs à neutrons rapides fonctionnant en mode incinérateur.

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).

FoCa - Argile largement répandue et actuellement étudiée pour constituer les barrières ouvragées. Argile extraite de la carrière de Fourges-Cahaignes qui lui a donné son nom FoCa.

FORPRO - Groupement de recherche entre le CNRS et l'ANDRA en cours de constitution pour les recherches à conduire dans les laboratoires souterrains de qualification.

Fraction annuelle relâchée - Expression utilisée pour caractériser la quantité de radioéléments qu'un colis de déchets peut relarguer dans l'environnement (exprimée généralement en % de l'activité totale du colis).

GDR - Groupement De Recherche ; groupe créé entre des organismes de recherche incluant le CNRS autour d'un thème commun de recherche.

GEDEON - Gestion des Déchets par des Options Nouvelles* . Groupement de recherche créé en janvier 1997 pour 4 ans entre le CEA, le CNRS et l'EDF pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets (systèmes sous-critiques assistés par un accélérateur, combustible à base de thorium).

* une erreur de transcription à partir du dictionnaire des acronymes, a conduit, dans le rapport n°2, à une fausse définition.

GENEPI - Source intense de neutrons pulsés pour mesurer la physique des milieux sous-critiques.

General Atomics - Société Industrielle des Etats-Unis qui a préconisé la mise en oeuvre d'un réacteur à métal liquide (voir ALMR)

Granodiorite - Roche cristalline appartenant à la famille des granites.

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.

HAO - Haute Activité Oxydes - Atelier de retraitement des combustibles de réacteurs à eau sous pression. Mise en service en 1976 (Cogema La Hague)

He 3- Hélium 3 ; cet isotope descendant du tritium (H_3) est utilisé pour la mesure du tritium dans les colis de déchets.

Hématite - Minerai de fer constitué d'oxyde de fer Fe_2O_3 .

Hettangien - Etage géologique appartenant au Jurassique inférieur âgé de 200 millions d'années.

Hydroxyapatites - Apatites de type particulier sur lesquelles sont greffés des groupements hydroxydes qui augmentent la sorption de certains éléments.

IFR - Integrated Fast Reactor - projet intégré, développé à Argonne National Laboratory (Etats-Unis), constitué d'un réacteur à neutrons rapides, à combustible métallique et de l'atelier retraitement utilisant le procédé de séparation par pyrométallurgie.

IFRC - Integral Fast Reactor Cycle : cycle du combustible associé à l'IFR.

Illite - Minéral appartenant au groupe des argiles.

INB - Installation Nucléaire de Base

INCA - Système dédié à l'INcinération par Accélérateur (ou des Actinides) ; (programme développé par le CEA/DSM).

Incinération - Nom donné à la consommation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs par fission et capture de neutrons.

Infratoarcien - Couche géologique située sous la formation du Toarcien appartenant au Jurassique inférieur et âgé de 180 millions d'années. Cette formation est présente sur le site de la Vienne et renferme un aquifère.

IN2P3 - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (France). Institut du CNRS chargé des recherches dans le domaine cité dans son intitulé.

Iodoapatite - Espèce d'apatite renfermant de l'iode dans sa constitution.

IPSN - Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

ISAAC - Invigation sur les Systèmes sous-critiques Aimentés par Accélérateurs (programme développé par CEA/DRN).

JAERI - Japon Atomique Energy Research Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique

Joho - Installation à neutrons rapides du Japon.

Kd - Caractérise le partage d'un élément entre phase solide et une phase liquide. Valeur du rapport entre la quantité de l'élément par unité de poids de solide à la concentration de l'élément en solution. Le Kd ne dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite, mais il dépend souvent de la façon dont on sépare les 2 phases.

KIMMERIDGIEN - Formation du Jurassique supérieur.

KONVOI - (réacteur utilisé pour le développement de l'EPR), concept de sûreté du réacteur allemand équivalent du réacteur N4 français de 1450 MWé.

Lacolithique - Les laccolites sont des intrusions magmatiques en forme de coupole au sein d'une masse rocheuse reliée au magma sous-jacent par une cheminée verticale.

LAMPRE - Los Alamos Molten Plутonium Reactor Experiment (réacteur expérimental fonctionnant avec un combustible de base de plutonium en sel fondu).

LDCA - Limite Dérivée de Concentration d'un radionucléide dans l'Air qui conduit à une dose d'exposition de 1 mSv/an pour l'homme standard adulte du public. (DAC en anglais)

LODEVE - Site d'extraction minier pour l'uranium situé dans l'Hérault en France ; dans ce site on rencontre des bitumes qui ont fait l'objet de recherches pour les analogues naturels.

LOS ALAMOS - Centre de recherche nucléaire aux Etats-Unis pour les applications civiles et militaires (LAL - Los Alamos Laboratory).

LURE - Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique - Laboratoire mixte CEA/CNRS situé à Orsay.

MAD - Mise à l'Arrêt Définitif ; c'est une des premières phases des opérations de démantèlement d'une installation nucléaire.

MASURCA- MAquette de SURgénérateur à Cadarache - Il s'agit d'un réacteur expérimental de faible puissance (5kW) pour les études neutroniques de réseaux rapides, installation destinée à caractériser notamment les performances d'un coeur à combustible hétérogène axial, (CEA, Cadarache) 1966 utilisé aujourd'hui pour l'étude des milieux sous-critiques.

Matrices - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires pour confiner les radionucléides vis-à-vis de la lixiviation.

Mélodie - Code de calcul utilisé par l'IPSN pour évaluer l'impact à long terme d'un stockage géologique ; MELODIE : Modèle d'Evaluation à Long terme des Déchets Irradiants Enterrés.

Messinienne - Qualifie la crise qui a eu pour origine la fermeture du Déroit de Gibraltar ; l'assèchement progressif de la Méditerranée a eu pour conséquence le creusement par les fleuves, dont le Rhône, de vallées (rias) profondes.

Métal lourd - Appellation qui désigne l'oxyde d'uranium dans les combustibles nucléaires.

MIMICC - Module Instrument Multidimensionnel d'Invigation pour les Codes Couples installé au CEA/DAMRI à Grenoble. Installation pour étudier la rétention des radionucléides en 2 dimensions par des matériaux.

Miocène - Série géologique du tertiaire datée de 23,5 à 5,3 millions d'années.

MIX1 - Scénario pour un parc comportant des réacteurs REP + RNR en vue du recyclage du plutonium.

Mol - Centre de recherche nucléaire de Belgique où se trouve également le laboratoire de recherche pour le stockage géologique des déchets nucléaires.

Monazite - Minerai de thorium composé d'orthophosphates de thorium, terres rares et uranium ; constitue une matrice candidate pour le conditionnement des déchets.

MONT TERRI - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans une formation argileuse en Suisse.

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.

Moxage - Qualifie l'opération d'introduire du combustible MOX dans un réacteur.

N4 - Réacteur à eau sous pression de puissance 1 450 MWe similaire à Konvoi en Allemagne (premier palier construit à Chooz).

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.

NERSA - Centrale Nucléaire Européenne à neutrons Rapides S.A. (Consortium exploitant Superphénix)

Nevada test site - Site utilisé dès 1944 par les Etats-Unis pour tester les engins nucléaires (explosions nucléaires aériennes puis souterraines).

NIE - Non Immédiatement Evacuable - appellation des déchets issus du retraitement placé en entreposage dans l'attente du stockage géologique.

NPI - Nuclear Power International - Société filiale de Framatome et Siemens

NRC - Nuclear Regulatory Commission - Commission chargée de la réglementation nucléaire aux Etats-Unis.

NWTRB - Nuclear Waste Technical Revue Board - Commission d'évaluation technique des déchets nucléaires (Congrès, Etats-Unis).

OASIS - Outil d'Analyses de Sûreté pour Ingénierie des Stockages développé par l'ANDRA. Code 1 D permettant la modélisation de la migration des radionucléides.

OCDE/AEN - Organisation pour la Coopération et le Développement Economique - 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).

OCRWM - Office of Civilian Radioactive Waste Management - Service de gestion des déchets radioactifs d'origine civile (DOE, Etats-Unis).

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 ; les derniers, rédigés respectivement par Christian BATAILLE, sur la gestion des déchets de haute activité et Claude BIRRAUX sur l'évaluation Rubbia ont été publiés le 20 mars 1995 et le 2 avril 1997.

OKELOBONDO - Réacteur fossile situé au Gabon près de Franceville ; lieux dits de la mine d'uranium.

OKLO - Réacteur fossile situé au Gabon ; il est utilisé pour les recherches sur les analogues naturels (migration et rétention des radionucléides) ; ce réacteur fossile a fonctionné il y a deux milliards d'années.

ONDRAF - Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles - (Belgique).

OVH - Oxydation par Voie Humide ; procédé mis au point pour détruire des déchets renfermant notamment des composés organiques.

OXFORDIEN - Etage géologique appartenant au Jurassique supérieur âgé de 150 millions d'années.

PAC - Programme d'Acquisition des Connaissances ; ce programme concerne SUPERPHENIX comme outil de recherche dont l'évaluation a été effectuée par la Commission CASTAING créée le 11 septembre 1995.

PACE - Programme Aval du Cycle Electronucléaire. Ce programme fédère au niveau du CNRS, les travaux menés dans les 3 groupements de recherche (PRACTIS, GEDEON, FORPRO) dans lequel il est impliqué.

Pechblende - Minéral d'uranium constitué d'un mélange d'oxydes d'uranium dont l'uraninite (UO_2).

PF - Produits de Fission

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.

PNC - Power reactor and Nuclear fuel development Corporation - Société pour le développement de l'énergie nucléaire.

ppb - Parts Per Billion (Partie par milliard). - (quantité exprimée en 10^{-9})

ppm - Partie Par Million. - (quantité exprimée en 10^{-6})

PRACTIS - Groupement de recherche entre le CNRS, l'ANDRA, le CEA et l'EDF portant sur la physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solution et aux interfaces.

PRECAMBRIEN - Formations géologiques antérieures à l'ère primaire, c'est-à-dire antérieures à 600 millions d'années.

PREDIVER - Codes de calcul de l'altération d'un bloc de verre échelle 1 dans le temps en fonction des principaux paramètres de stockage (CEA/DCC).

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/DCC, France).

PUREX - Plутonium Uranium Refining by EXtraction - Procédé de retraitement des combustibles usés 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).

Recyclage hétérogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont introduits à une teneur élevée dans des éléments de combustible distincts des éléments standards du réacteur. C'est le cas par exemple du recyclage actuel du plutonium sous forme de MOX dans certains réacteurs du parc.

Recyclage homogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur dans la totalité des éléments de combustibles standards du réacteur.

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 émise par la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) - Ministère de l'Industrie et de l'Environnement.

RIAR - Research Institute of Atomie Reactor à Dinitrograd (Russie).

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides. Egalement appelés surgénérateurs.

SARA - Cyclotron de l'Institut des Sciences Nucléaires (CNRS) de Grenoble.

SESAME - Procédé à l'étude destiné à séparer spécifiquement les actinides des lanthanides.

Sidérite - Minerai de fer composé de carbonate de fer : FeCO_3 .

Silteuse - Qualifie une formation constituée d'un mélange d'argiles et de sables carbonatées.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

Smectite - Minéral de la famille des argiles qui se caractérise par une forte capacité d'échange et un pouvoir de gonflement en présence d'eau.

Sodalite - Composé mixte de chlorure de sodium et d'alumino-silicate de sodium.

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. COGEMA - La Hague

STE3 - Station de Traitement des Effluents - Traitement chimique des effluents de faible et moyenne activité et bitumage des boues en résultant (UP3 COGEMA La Hague).

STEL de Marcoule - Station de Traitement des Effluents Liquides de Marcoule.

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 qui consistent à séparer les radionucléides puis les transmuter (S-T) ou à séparer les radionucléides pour les conditionner (S-C).

SUPERPHENIX - Réacteur prototype industriel à neutrons rapides 1300 MWE, installé à CREYS-MALVILLE (France). Construction lancée en 1977, divergence en 1985. Aujourd'hui arrêté (annulation en février 1997 par le Conseil d'Etat du décret d'autorisation de 1994).

Synroc - Procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle (procédé à base de titanates).

TAC - Technical Assessment Committee du Canada (Commission d'Evaluation placée auprès de l'EACL pour le programme de stockage géologique).

TARC - Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing + programme de la Communauté Européenne mené au CERN pour l'étude de la transmutation de certains produits de fission à vie longue par les neutrons diffusés dans le plomb.

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.

TES - Conteneur destiné au Transport - à l'Entreposage - au Stockage

THERM - Scénario de recyclage des actinides mineurs produits dans un parc de réacteurs constitués uniquement de REP.

THOREX - Procédé de retraitement par extraction par solvant de combustible à base de thorium permettant de récupérer le thorium et l'uranium 233 formé durant l'irradiation.

TITANATE - Matrice minérale à base d'un silicate mixte de titane et de calcium.

TITANITE - Composé à base de titane ; généralement sous forme d'oxyde ; c'est le composé de base utilisé pour fabriquer ensuite par fusion le silicate correspondant.

TOURNEMIRE - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans l'argile ; situé près de Roquefort, il est établi dans un tunnel ferroviaire désaffecté et exploité par l'IPSN.

Transmutation - C'est l'action par laquelle on modifie un isotope radioactif à vie longue pour en faire soit un isotope à vie courte ou un isotope stable ; la modification intervient par une réaction nucléaire induite par neutrons (capture, fission).

Trias - Première période de l'ère secondaire d'une durée de 35 millions d'années. Il comprend trois phases sédimentaires.

TRU WASTE - (transuranic waste) déchets transuraniens ; déchets renfermant principalement des émetteurs alpha essentiellement du Pu.

TRUEX - TRansUranic EXtraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

UNGG - Filière Uranium Naturel Graphite Gaz (type de réacteur) à base de combustible à uranium naturel.

UOX- Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium. (Uranium OXyde)

UP1 - Usine de Production n° 1 - Usine de retraitement des combustibles UNGG, démarrage en 1958 (CEA puis COGEMA, Marcoule).

Uraninite - Oxyde d'uranium UO_2 - minéral commun de l'uranium.

Urgonien - Série de roches calcaires rencontrées dans le site du Gard ; l'urgonien fait partie du Crétacé inférieur et est âgé de 115 millions d'années.

URL - Underground Research Laboratory Pinawa -Manitoba, Canada- (laboratoire souterrain de recherches -LSR) - Exploité par EACL au Canada.

URT - Uranium de ReTraitement ; cet uranium provient du retraitement des combustibles usés.

Vitro-cristallins - Matrice de confinement en cours d'étude dont la température de fusion est inférieure à celle du verre (la matrice n'est pas entièrement vitreuse).

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - Installation pilote de confinement des déchets (Albuquerque, Etats-Unis) destinée aux déchets militaires (déchets contenant des transuraniens).

WITHESELL Laboratory - Centre de recherche canadien situé près de Pinawa dans le Manitoba (Canada) appartenant à l'EACL.

Yucca Mountain - USA - site prévu pour le stockage des déchets (en voie d'achèvement - en attente de l'autorisation de mise en exploitation) pour les combustibles irradiés.

Zirconolithe - Silicate mixte de zirconium.