

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°1



SOMMAIRE

	<u>Pages</u>
<u>RESUME ET PRINCIPALES RECOMMANDATIONS</u>	I à VI
<u>INTRODUCTION</u>	1 à 5
<u>CHAPITRE 1</u>	
<u>ROLE ET ACTIVITES DE LA COMMISSION D'EVALUATION</u>	5
1.1 <u>LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION INSTITUTE PAR LA LOI 91-1381 DU 30 DECEMBRE 1991</u>	6 à 7
1.2 <u>CREATION ET MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION</u>	7
1.3 <u>AUDITIONS POUR L'EVALUATION DU BILAN DES RECHERCHES</u>	7 à 8
<u>CHAPITRE 2</u>	
<u>FINALITES DE LA GESTION DES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991</u>	9 à 11
2.1 <u>FINALITES A COURT ET MOYEN TERMES</u>	11 à 16
2.2 <u>FINALITES A LONG TERME</u>	17 à 18
<u>CHAPITRE 3</u>	
<u>ETAT DES LIEUX POUR LES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991</u>	19
3.1 <u>LES DECHETS ANCIENS</u>	19 à 20
3.2 <u>LES PREVISIONS DES VOLUMES DE DECHETS B ET C EN L'AN 2020</u>	20 à 22
3.3 <u>LES COMBUSTIBLES IRRADIES</u>	22

3.4	<u>RECOMMANDATIONS</u>	23
3.4.1	Recommandations concernant l'inventaire des déchets	23
3.4.2	Recommandations concernant les caractéristiques des déchets	24
3.4.3	Recommandations concernant certains déchets particuliers	24

CHAPITRE 4

LES STRATEGIES DE LA GESTION DES DECHETS

4.1	<u>LES STRATEGIES GENERALES DE LA GESTION DES DECHETS</u>	25
4.1.1	Considérations générales	25 à 26
4.1.2	Choix actuel en France pour la gestion du combustible : le retraitement	27 à 28
4.1.3	Séparation - Transmutation (Axe 1 de la loi) : Actions possibles pour minimiser les déchets - Où porter les efforts ?	28 à 31
4.1.4	Le stockage géologique (Axe 2 de loi)	32 à 33
4.1.5	Les choix concernant le conditionnement, l'entreposage et le stockage (Axe 3 de la loi)	34 à 35
4.2	<u>LES STRATEGIES DE LA GESTION DES DECHETS A L'ETRANGER</u>	35 à 37
4.3	<u>RECOMMANDATIONS RELATIVES AUX STRATEGIES GENERALES DE LA GESTION DES DECHETS</u>	37
4.3.1	Axe 1 de la loi	38
4.3.2	Axe 2 de la loi	38 à 39
4.3.3	Axe 3 de la loi	39
4.3.4	Recommandations particulières	39 à 41
4.4	<u>RECOMMANDATIONS CONCERNANT LE SUIVI DES STRATEGIES DE GESTION DES DECHETS A L'ETRANGER</u>	41

CHAPITRE 5

AXE 1 DE LA LOI : SEPARATION - TRANSMUTATION

5.1	<u>INTRODUCTION</u>	42 à 43
5.2	<u>QUELS ELEMENTS SONT CONCERNES PAR LES STRATEGIES S-T ET S-C ?</u>	43 à 44
5.3	<u>LA SEPARATION DANS LE CADRE DU RETRAITEMENT POUSSE</u>	44 à 46
5.4	<u>LA TRANSMUTATION</u>	47
5.4.1	<u>Généralités</u>	47 à 48
5.4.2	<u>Les conditions de la transmutation</u>	48 à 49
5.4.3	<u>Les gains espérés</u>	50
5.5	<u>STRATEGIES ET ORIENTATIONS DES RECHERCHES ENVISAGEABLES</u>	50 à 52
5.6	<u>BILAN DES RECHERCHES EN COURS SUR LA SEPARATION</u>	52 à 55
5.7	<u>BILAN DES RECHERCHES EN COURS DE TRANSMUTATION</u>	55 à 57
5.8	<u>CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS</u>	57
5.8.1	<u>La séparation</u>	57 à 58
5.8.2	<u>La transmutation</u>	58 à 59

CHAPITRE 6

AXE 2 DE LA LOI : STOCKAGE ET LABORATOIRES SOUTERRAINS

6.1	<u>INTRODUCTION</u>	60
6.2	<u>BREF HISTORIQUE DES RECHERCHES DEJA EFFECTUEES ET DES RECOMMANDATIONS DEJA EMISES EN FRANCE SUR L'ENFOUISSEMENT EN PROFONDEUR DES DECHETS B ET C</u>	61 à 63
6.3	<u>LES CRITERES D'EVALUATION DES SITES POTENTIELS DE STOCKAGE</u>	63 à 65

6.4	<u>L'ETAT D'AVANCEMENT DES TRAVAUX EN FRANCE SELON L'AXE 2 DE LA LOI</u>	65
6.4.1	Etudes de 4 sites	65 à 66
6.4.2	Etudes préalables sur la conception et la réalisation des laboratoires souterrains	66
6.4.3	Etudes sur la conception des stockage profonds	66
6.4.4	Etudes de bases : géochimie, vieillissement des matériaux, géoprospective	66
6.5	<u>CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS</u>	67
6.5.1	Le Calendrier	67 à 68
6.5.2	Aspects économiques et sous-traitances	68
6.5.3	Les fonctions dévolues au stockage	68 à 69
6.5.4	Etudes fondamentales	70 à 71
6.5.5	Les travaux sur sites et les programmes expérimentaux	71
6.5.6	Analyses de sûreté - modélisation	72

CHAPITRE 7

AXE 3 DE LA LOI : CONDITIONNEMENTS - ENTREPOSAGES

7.1	<u>INTRODUCTION</u>	73 à 75
7.2	<u>LES MATRICES</u>	75
7.2.1	Généralités sur les matrices	75 à 76
7.2.2	Matrices en cours d'utilisation	76
7.2.2.1	Verres	76 à 78
7.2.2.2	Bitumes	78 à 79
7.2.2.3	Liants hydrauliques	79 à 80

7.2.3	Matrices en voie de développement	81
7.2.3.1	Matrices dérivés de verres actuels	81
7.2.3.2	Matrices cristallisées minérales	81 à 83
7.2.3.3	Matrices métalliques	83 à 84
7.2.3.4	Matrices diverses	84
7.2.4	Recommandations concernant les matrices	84 à 86
7.3	<u>LE CONDITIONNEMENT DES DECHETS ANCIENS EN VRAC</u>	86
7.3.1	Stratégie - Calendrier de reprises	86 à 87
7.3.2	Choix et prévisions techniques	88
7.3.2.1	Les matrices	88
7.3.2.2	Les conteneurs	88
7.3.3	Recommandations concernant l'entreposage des déchets anciens en vrac	88 à 89
7.4	<u>LE ROLE DU COLIS DES DECHETS B</u>	89
7.4.1	Spécifications des conteneurs	89
7.4.2	Matériaux utilisables pour les conteneurs	90
7.4.2.1	Le béton	90
7.4.2.2	Les métaux	91
7.4.2.3	Les matériaux polymères	91
7.4.3	Moyens d'expertise et caractérisation	92
7.4.4	Recommandations concernant les colis de déchets B	92
7.5	<u>ENTREPOSAGE</u>	93
7.5.1	Les conditions de l'entreposage	93
7.5.2	Les entreposages existants et en développement dans l'option retraitement	94

7.5.2.1 Silos	94
7.5.2.2 Fosses	94
7.5.2.3 Puits	94 à 95
7.5.2.4 Hangars	95
7.5.2.5 Casemate	95
7.5.2.6 Halles en bétons	96
7.5.3 Les entreposages dans l'option stockage direct des combustibles	96
7.5.3.1 Entreposage en piscines	96 à 97
7.5.3.2 Entreposage à sec	97
7.5.3.2.1 CASCAD (CASemate de CADarache)	97
7.5.3.2.2 Château POLLUX	98
7.5.4 Conclusions et recommandations concernant l'entreposage	98
7.5.4.1 Recommandations pour les entreposages dans l'option retraitement	98
7.5.4.3 Recommandations pour les entreposages dans l'option stockage direct des combustibles	99
7.5.4.3 Recommandations pour l'entreposage en général	99
 <u>Annexe 1</u>	
<u>LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991</u>	100 à 105
 <u>Annexe 2</u>	
<u>COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION</u>	106 à 107
 <u>Annexe 3</u>	
<u>ETAT DES LIEUX POUR LES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991</u>	108
 1. <u>INVENTAIRE GENERAL DES DECHETS RADIOACTIFS</u>	 108 à 109

2.	<u>INVENTAIRE ANDRA PAR PRODUCTEUR</u>	110
2.1	Flux annuel de déchets	111 à 114
2.2	Déchets anciens	115
2.3	Volume de déchets susceptibles d'un stockage profond en l'an 2020	116
2.4	Perspectives d'évolution des volumes des déchets susceptibles d'un stockage profond	116 à 118
3.	<u>CARACTERISTIQUES RADIOACTIVES ET CHIMIQUES</u>	118
3.1	Les déchets issus du retraitement	118 à 122
3.1.1	Les verres	122 à 128
3.1.2	Les autres déchets du retraitement	128 à 129
3.2	Déchets EDF	129
3.3	Déchets CEA	130
3.4	Les combustibles non retraités	130
4.	<u>LA RADIOTOXICITE</u>	130 à 134

Annexe 4

	<u>LES STRATEGIES DE LA GESTION DES DECHETS A L'ETRANGER</u>	135
1.	<u>GENERALITES SUR LA SITUATION INTERNATIONALE</u>	135 à 137
2.	<u>RETRAITEMENT OU STOCKAGE DIRECT DES COMBUSTIBLES IRRADIES</u>	135 à 140
3.	<u>RESUMES DES PRINCIPALES SITUATIONS NATIONALES</u>	141 à 152
4.	<u>COOPERATION INTERNATIONALE</u>	152 à 157
	<u>Glossaire</u>	158 à 164

RESUME ET PRINCIPALES CONCLUSIONS

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

Créée en janvier 1994, mise en place en avril 1994, la Commission Nationale d'Evaluation a auditionné successivement :

- le Comité de suivi pour l'aval du cycle
- l'ANDRA
- le CEA
- l'IPSN
- la COGEMA
- l'EDF
- CNRS/IN2P3

Après examen des documents remis par les organismes et après avoir entendu diverses présentations, la Commission Nationale d'Evaluation a pu rédiger son premier rapport d'évaluation qui a été remis au gouvernement le 30 juin 1995.

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

II - PREMIER CONSTAT

La Commission, dans le cadre de son évaluation, a auditionné les principaux organismes de recherche, mais n'a pas pu auditionner certains sous-traitants qui interviennent soit pour les investigations sur sites, soit pour certains aspects de la recherche scientifique. Il ressort des premières auditions que les liaisons entre les acteurs sont multiples et complexes et cela aussi bien pour les financements que pour l'exécution des études. De plus, l'implication des acteurs dans les différents axes de recherche est variable.

La Commission attire fortement l'attention sur la nécessité d'une coordination scientifique et technique de tous les organismes afin que tous les domaines de recherche soient traités de manière cohérente et ouverte. Ceci impose, entre autre, que les calendriers et les cahiers des charges soient compatibles entre eux et avec le délai de 15 ans fixé par la loi du 30 décembre 1991.

La Commission souhaite être éclairée sur ces points de manière à être en mesure d'inclure cet aspect particulier dans l'évaluation qui fera l'objet du prochain rapport et, si nécessaire, faire les recommandations appropriées.

Les documents remis et les exposés documentés faits à la Commission montrent que les recherches ont été entreprises ou poursuivies dès la promulgation de la loi, et que certains résultats sont d'ores et déjà disponibles. Toutefois la Commission a constaté que le calendrier des recherches et, plus particulièrement celui relatif aux laboratoires souterrains, s'avère très tendu. En conséquence, la Commission souhaite d'une part, être régulièrement informée sur les calendriers des recherches, et elle souhaite, d'autre part, que les plans pluriannuels, ainsi que leurs mises à jour, lui soient communiqués régulièrement.

En ce qui concerne l'état des lieux des déchets relevant de la loi du 30 décembre 1991 et la connaissance de leurs caractéristiques radioactives et physico-chimiques, la Commission souhaite qu'une mise à jour soit faite régulièrement afin que les prévisions les plus réalistes pour les 30 prochaines années puissent permettre une prise en compte de tous les types de déchets à entreposer et à stocker.

III - RECOMMANDATIONS SUR LES STRATEGIES GENERALES DE LA GESTION DES DECHETS

La Commission a réfléchi d'une part, sur la finalité de la gestion des déchets relevant de la loi du 30 décembre 1991 et, d'autre part, sur les stratégies générales à mettre en oeuvre en France, après avoir pris connaissance des stratégies étrangères. Cette réflexion l'a conduite à formuler des recommandations de nature stratégique affectant les trois axes de recherche de la loi. (article 4).

D'un point de vue général, la Commission souligne l'intérêt d'un plan stratégique global à partir duquel il serait progressivement possible, grâce à l'avancement des connaissances et des études de sûreté et de faisabilité technique, d'apporter un certain nombre de clarifications importantes. Par itérations successives, il conviendrait en particulier d'affiner une stratégie qui serait pour chaque axe le meilleur compromis entre les objectifs souhaitables et les possibilités réelles d'application. Pour ce faire, une réflexion stratégique d'ensemble devra être maintenue en permanence et faire l'objet de discussions entre les divers acteurs techniques, scientifiques et les autorités réglementaires ou politiques. La mission d'évaluation confiée à la Commission doit contribuer à faire avancer et affiner cette réflexion stratégique. Au cours de ce processus, certains points importants pourraient être clarifiés en ce qui concerne notamment :

- pour l'axe 1, une hiérarchisation des radionucléides à considérer et la fixation des objectifs quantifiés de séparation et de transmutation des actinides,
- pour l'axe 2, les durées à prendre en compte pour le concept de stockage, notamment celles de l'intégrité souhaitée des différentes barrières ouvragées et géologiques ainsi que la durée et les motivations de la réversibilité des stockages,
- pour l'axe 3, la clarification de l'expression "longue durée" appliquée à l'entreposage dans le texte de la loi, ainsi que la prise en compte d'une stratégie d'entreposage élargie, en particulier, compte tenu des perspectives de stockage des combustibles irradiés.

A ce stade de sa réflexion, la Commission souligne la nécessité d'études itératives de sûreté du stockage pour les sites envisagés, précisant, à partir des risques potentiels liés aux déchets, les risques réels résultant du stockage géologique de ces mêmes déchets. De telles études sont considérées comme indispensables à la clarification des objectifs à atteindre dans chaque axe de la loi et doivent être à la base de réévaluations périodiques sur le plan stratégique.

Enfin la Commission a noté l'absence, dans les présentations effectuées jusqu'ici, d'études sur les aspects socio-politiques. La composante d'information et la participation du public au débat sur la gestion des déchets radioactifs sont importantes et justifient le souhait de la Commission d'être éclairée sur ce point.

IV - RECOMMANDATIONS SPECIFIQUES POUR CHAQUE AXE DE RECHERCHE

Les documents remis et les présentations effectuées par les organismes au cours des auditions ont permis à la Commission d'évaluer l'ampleur des recherches déjà en cours et celles qui sont projetées. Pour chaque axe de recherche, des recommandations sont formulées. Afin que les objectifs fixés par la loi soient atteints et que la cohérence des recherches soit assurée entre les différents domaines, quelques recommandations spécifiques sont également présentées en conclusion du rapport.

axe 1 : La Commission recommande aux acteurs de la recherche de bien situer l'ensemble des travaux dans les deux stratégies explicitées par la Commission, à savoir :

- la stratégie de séparation-transmutation (S-T),
- la stratégie de séparation-conditionnement (S-C).

En ce qui concerne la séparation chimique poussée, qui est en facteur commun aux deux stratégies S-C et S-T, la priorité doit être mise sur la séparation de l'américium et du curium des lanthanides, puis de l'américium et du curium pour la première de ces stratégies.

Pour la seconde, l'effort concerne principalement certains produits de fission à vie longue, notamment ceux dont la transmutation paraît très difficile comme le césium, ainsi que les actinides séparés. La séparation du technétium, qui peut faire l'objet d'un traitement relevant des deux stratégies, est également recommandée.

En ce qui concerne la transmutation, la Commission recommande que soient bien définies les options à court et moyen termes qui concernent des systèmes industriels ou en voie d'industrialisation, tels que les réacteurs rapides ou les réacteurs futurs du parc, des options à plus long terme qui se fondent sur l'ensemble des systèmes innovants envisageables.

S'agissant des options à court et moyen termes, la Commission estime qu'il y a lieu de minimiser, autant que faire se peut, la production de déchets, de moduler, selon les besoins, la production de plutonium et d'améliorer les performances du recyclage des actinides, notamment dans les réacteurs à eau.

Les options à long terme concernent des systèmes tels que les réacteurs dédiés à la transmutation ou des systèmes assistés par accélérateurs, qui nécessitent un important effort de recherche fondamentale et appliquée et de développement. Aussi, la Commission recommande que soient bien identifiées les diverses options techniques, comprenant une évaluation (avantages - inconvénients), et une étude de faisabilité technique (performances, production de déchets, sûreté, opérations du cycle associées, opérabilité, coûts, industrialisation). En amont, un important effort de recherche à caractère plus fondamental est à mener dans de nombreux domaines tels que les données nucléaires, les modèles et outils de simulation, les accélérateurs de haute intensité, les matériaux.

La Commission souhaite que, plus particulièrement sur l'ensemble des évaluations et recherches relatives à ces options à long terme, les divers acteurs de la recherche concernés, essentiellement le CEA et le CNRS, privilégient la coopération entre eux, et que des moyens adaptés soient accordés.

axe 2 La Commission est unanime à considérer que la planification présentée par l'ANDRA pour remplir sa mission est très tendue. Elle souhaite être informée de l'incidence des divers aléas sur le calendrier prévisionnel et recevoir en temps voulu les dossiers nécessaires pour lui permettre d'émettre son avis.

La Commission recommande à l'ANDRA de veiller particulièrement à l'examen des points suivants qui lui paraissent importants et de prendre les dispositions appropriées :

- fixation aux sous-traitants des objectifs et priorités pour assurer la cohérence des calendriers et des cahiers des charges,
- établissement et présentation des programmes expérimentaux à réaliser dans les futurs laboratoires souterrains, en fonction de l'avancement de leur réalisation,
- établissement des données de base pour les barrières, et en particulier pour les barrières ouvragées et les colis,
- études fondamentales concernant la géochimie des eaux, la géoprospective, les paléocirculations et le retour des radionucléides à la biosphère,
- études itératives et intégrées pour la sûreté prenant en compte, au fur et à mesure qu'ils sont acquis, les résultats des investigations sur sites. Ainsi qu'il a déjà été souligné, ces études sont d'une importance capitale pour la définition d'une stratégie globale.

axe 3 : La Commission formule des recommandations sur les cinq domaines suivants :

- pour les matrices et les matériaux de confinement, la poursuite des recherches sur les verres (pour les nouveaux types de déchets issus de l'évolution du retraitement) et sur leur comportement à long terme doit être prioritaire. Les études de comportement à long terme des autres matrices (bitumes, liant hydraulique) doivent cependant être poursuivies et étendues. Les recherches sur les matrices minérales (céramiques, minéraux connus pour leur stabilité à l'échelle des temps géologiques) doivent également bénéficier d'un effort accru pour aboutir à des choix rationnels. Enfin l'harmonisation de tests permettant les intercomparaisons de matrices et de matériaux de confinement doit être mis en place,

- pour les déchets entreposés en vrac, les décisions à prendre pour le devenir des déchets doivent l'être au cas par cas selon le type de déchet et les conditions de son entreposage actuel. Un examen détaillé devra être fait pour chaque entreposage en prenant en compte les perspectives à long terme et les critères d'acceptation de l'ANDRA pour les colis définitifs avant toute décision motivée par la sûreté à court terme,
- pour les colis de déchets de type B, les travaux sur les conteneurs à haute performance et à haute intégrité doivent être poursuivis. Les interfaces déchets/conteneurs, et conteneurs/environnement devront être tout particulièrement étudiés. Les études relatives aux déchets anciens, particulièrement du type B, et celles relatives à l'ensemble des procédés liés au retraitement poussé devront être cohérentes et concrètes et conduire à des colis spécifiés compatibles avec le concept de stockage,
- pour les entreposages dans l'option retraitement, la qualité de confinement des entreposages anciens doit être privilégiée. La conception des nouveaux entreposages "longue durée" devra être présentée à la Commission dès que possible en définissant : la durée, les options de sûreté et les spécifications requises pour les colis,
- pour les entreposages dans l'option stockage direct, les scénarios, les options, les calendriers d'études devront être présentés à la Commission dès que les options stratégiques sur le retraitement ou non retraitement seront proposées par EDF et COGEMA.

INTRODUCTION

La gestion des déchets nucléaires constitue, pour l'ensemble des pays qui possèdent une industrie nucléaire, la dernière étape du cycle du combustible. L'utilisation des radionucléides dans l'industrie, la recherche, la médecine nucléaire ou toute autre application impose, elle aussi, de se préoccuper du devenir de déchets radioactifs.

La France, qui a mis en place une industrie nucléaire fournissant environ les trois quarts de sa consommation d'électricité, a développé un ensemble cohérent allant de l'extraction minière et du raffinage du minerai, en passant par l'enrichissement et la fabrication du combustible, jusqu'à son utilisation dans un parc constitué de plus de 50 réacteurs. Le retraitement du combustible irradié conduit aujourd'hui à une valorisation partielle du plutonium et de l'uranium de retraitement et, finalement, à la production de déchets, parmi lesquels ceux de faible et moyenne activité renfermant essentiellement des radionucléides à vie courte et moyenne sont stockés en surface avec les déchets d'exploitation des réacteurs. Seuls les déchets de haute activité et ceux contenant des actinides et des radionucléides à vie longue ne font pas encore l'objet d'un stockage définitif. Ce sont les déchets de cette catégorie ainsi que les déchets anciens des usines et laboratoires qui sont concernés par la loi du 30 décembre 1991.

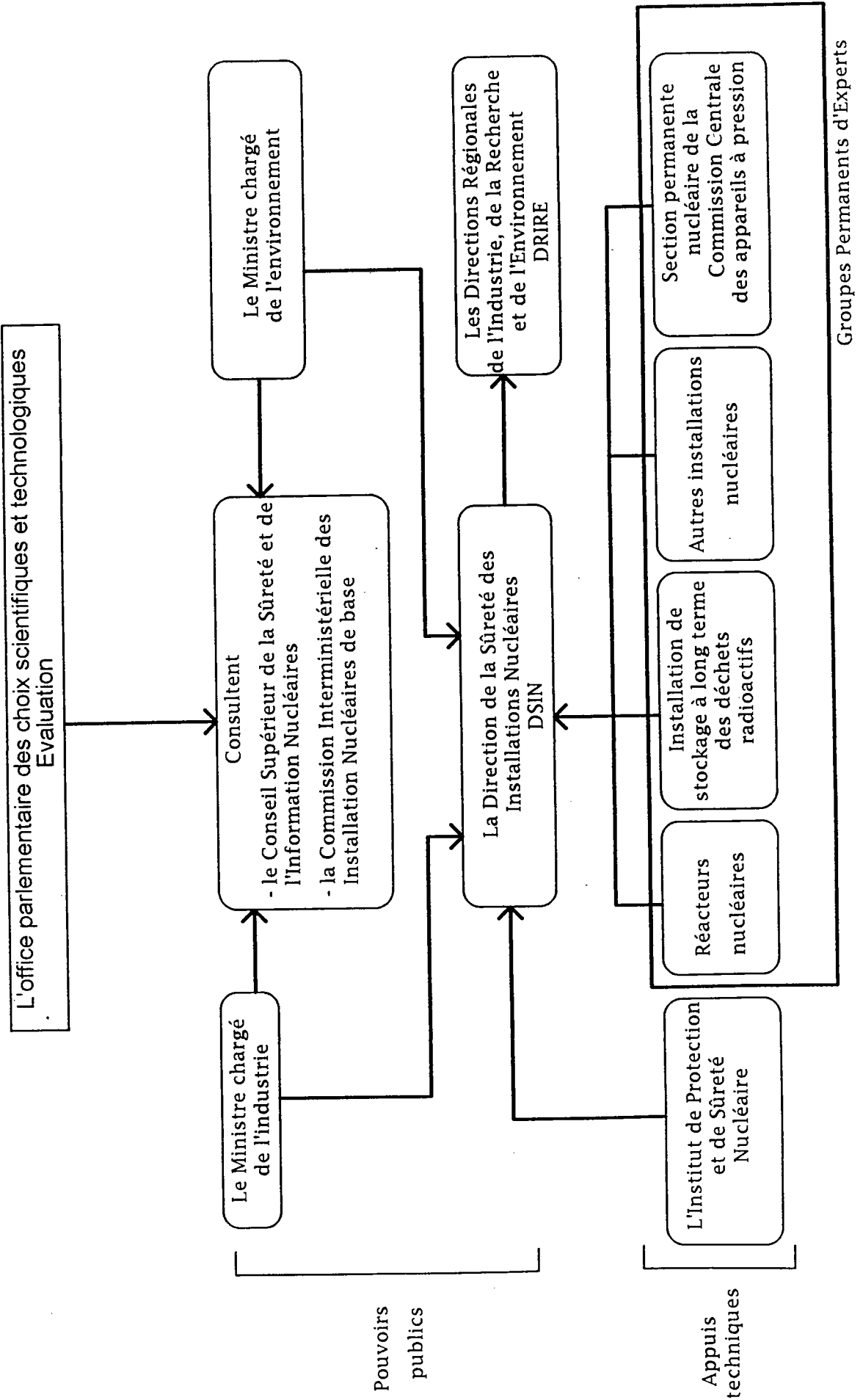
La préoccupation relative à ces catégories de déchets est apparue à la mise en place du retraitement industriel des combustibles irradiés. Les autorités ont demandé dès les années 1980 aux Commissions* présidées par le Professeur Castaing* d'évaluer la gestion des combustibles irradiés, principale source des déchets de haute activité et à vie longue, ainsi que le programme de recherche afférent à leur gestion. Après examen des conclusions des Commissions Castaing par le Conseil Supérieur de Sûreté et d'Information Nucléaire (CSSIN)*, le Ministère de l'Industrie a fait part au CEA et à la COGEMA de ses directives pour la gestion des déchets radioactifs en 1987.

Par ailleurs, une Commission présidée par le Professeur Goguel* a été chargée de formuler des critères pour le stockage des déchets dans les formations géologiques profondes ; elle a rendu son rapport en 1987. Les critères avancés par cette Commission constituent les principaux objectifs énoncés dans la Règle Fondamentale de Sûreté (RFS III-2.f)* rédigée par la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN)* et publiée par le Ministère de l'Industrie en juin 1991. (voir encadré 1)

* Termes définis dans le glossaire

Encadré 1

Organisation du contrôle de la Sûreté Nucléaire



Après la publication des conclusions de la Commission Goguel et les directives ministérielles de 1987, le gouvernement a autorisé l'ANDRA à engager les premières investigations portant sur la recherche de sites pour le stockage dans diverses formations géologiques. Ces recherches ont suscité dans plusieurs régions des mouvements socio-politiques qui ont conduit le gouvernement français à décider en février 1989 un moratoire suspendant les recherches de site menées par l'ANDRA. Parallèlement, Monsieur le Député Christian Bataille a reçu une mission d'information et de réflexion avec pour objectif le choix de sites, acceptés par les élus locaux et destinés à faire l'objet d'investigations pour la création de laboratoires souterrains.

Par ailleurs, les conclusions de la mission d'information et de réflexion, reprenant les recommandations faites dès 1982/84 par la Commission Castaing* et s'appuyant sur les conclusions de la Commission Goguel, ont conduit à l'élaboration du texte de la loi votée le 30 décembre 1991.

C'est cette loi qui a institué la Commission Nationale d'Evaluation qui a pour mission, chaque année, de faire part au gouvernement de l'Etat d'avancement des recherches prévues par la loi puis, à l'issue de la durée de 15 ans, de présenter un rapport global d'évaluation à la fois de ces recherches et d'un avant-projet de stockage pour les déchets radioactifs sur un site particulier.

Il y a lieu de souligner trois éléments particulièrement importants fixés par cette loi :

- en premier lieu, la Commission Nationale d'Evaluation est, en France, la première Commission instituée par une loi pour le domaine de la gestion des déchets radioactifs,
- en second lieu, la loi fixe les domaines de recherche et un objectif au terme d'une période de 15 ans,
- enfin, la loi désigne les acteurs et fixe leur rôle pour l'élaboration d'une stratégie de gestion des déchets qui soit cohérente et aboutisse à éclairer les choix du Parlement en 2006.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission Nationale d'Evaluation, dont les membres ont été désignés en janvier 1994, a été installée en mars 1994. Les recherches portant sur la gestion des déchets radioactifs n'avaient pas été interrompues durant la période 87-94 ; en 1989, seules les investigations sur site ont été arrêtées. Après le dépôt du rapport de la Commission Goguel et jusqu'en 1994, aucune Commission Nationale n'a procédé à l'évaluation des recherches.

La Commission Nationale d'Evaluation, pour son premier rapport, se trouvait donc face au choix suivant :

- soit, sur l'un des axes de recherche, faire une évaluation exhaustive de l'avancement des travaux depuis les recommandations et conclusions des Commissions précédentes,
- soit, pour les 3 axes de recherches prévus par la loi, faire une évaluation à partir des rapports d'activité disponibles.

Les membres de la Commission Nationale d'Evaluation ont opté pour le second choix et ont demandé, dès leur installation, aux organismes de bien vouloir remettre les documents disponibles et plus particulièrement les comptes rendus annuels d'activité 1993. En outre, ils ont décidé, après examen des documents remis, l'audition des organismes concernés sur les bilans de l'année 1993 et les recherches en cours. Ce premier rapport d'évaluation présente donc les conclusions et recommandations de la Commission à partir de ces documents remis en 1994 et des auditions qui se sont déroulées en 1994 et 1995.

La gestion des déchets radioactifs comporte plusieurs phases qui ont pour buts principaux de minimiser le volume et l'activité des déchets, de les mettre sous une forme solide non dispersable, puis de les conditionner en colis offrant une intégrité de confinement la plus longue possible afin de les isoler de la biosphère dans les meilleures conditions de sûreté en assurant à court, moyen et long terme la protection de l'environnement et la santé des populations. Actuellement, tous les pays possédant une industrie nucléaire étudient en priorité l'évacuation définitive des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue. C'est pourquoi, conformément à la demande de la loi, un état des lieux sur les stratégies étrangères est, en outre, intégré dans ce premier rapport.

De nombreux organismes interviennent dans les recherches prévues par la loi ; tous ces organismes n'ont pas encore été auditionnés par la Commission Nationale d'Evaluation. Le constat qui ressort des premières auditions montre que les liaisons entre certains acteurs sont multiples et complexes, aussi bien pour les financements que pour l'exécution des études. Il montre aussi que certains acteurs sont plus impliqués dans ces recherches que d'autres.

A partir de ce constat, la Commission attire fortement l'attention sur la nécessité d'une coordination scientifique et technique de tous les acteurs, qui assure que l'ensemble des domaines constituant les axes de recherches de la loi sont traités de manière cohérente et ouverte, et que les cahiers des charges des travaux et calendriers sont bien compatibles entre eux et avec le délai de 15 ans fixé par la loi du 30 décembre 1991. Elle souhaite être éclairée rapidement sur ces points de manière à pouvoir inclure cet aspect particulier de l'évaluation dans son prochain rapport d'avancement et, si nécessaire, faire les recommandations appropriées pour améliorer la coordination entre les organismes concernés.

CHAPITRE 1

ROLE ET ACTIVITES DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

1.1 LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION INSTITUTE PAR LA LOI 91-1381 DU 30 DECEMBRE 1991

L'article 4 de la loi relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, (loi dont le texte intégral figure dans l'annexe 1) traite à la fois du contenu des recherches à développer et du suivi de l'avancement de ces recherches dans les termes suivants :

Article 4

"Le Gouvernement adresse chaque année au Parlement un rapport faisant état de l'avancement des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et des travaux qui sont menés simultanément pour :

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

Ce rapport fait également état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger.

A l'issue d'une période qui ne pourra excéder quinze ans à compter de la promulgation de la présente loi, le gouvernement adressera au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches accompagné d'un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et fixant le régime des servitudes et des sujétions afférentes à ce centre.

Le Parlement saisit de ces rapports l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques.

Ces rapports sont rendus publics.

Ils sont établis par une Commission Nationale d'Evaluation, composée de :

- *six personnalités qualifiées, dont au moins deux experts internationaux, désignés, à parité, par l'Assemblée Nationale et par le Sénat, sur proposition de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques ;*
- *deux personnalités qualifiées désignées par le Gouvernement, sur proposition du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires ;*
- *quatre experts scientifiques désignés par le Gouvernement, sur proposition de l'Académie des Sciences.*

1.2 CREATION ET MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

La nomination des membres de la Commission Nationale d'Evaluation est intervenue par décret du 27 janvier 1994 (Journal Officiel - Lois et Décrets du 3 février 1994).

La liste des membres figure dans l'annexe 2 du présent rapport.

Messieurs les Ministres de l'Industrie, des Postes et Télécommunication et du Commerce Extérieur (Monsieur Gérard Longuet), de l'Environnement (Monsieur Michel Barnier), de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche (Monsieur François Fillon) ont installé la Commission le 29 mars 1994. Monsieur Bernard Tissot, de l'Institut Français du Pétrole, Membre correspondant de l'Académie des Sciences, a été élu Président de cette Commission.

Au cours d'une première réunion de travail, le 31 mai 1994, présidée par Monsieur Bernard Tissot, la Commission Nationale d'Evaluation a examiné le rapport préparé par le Comité de Suivi des recherches sur l'aval du cycle. Ce Comité de Suivi, établi par le Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche, et présidé par Monsieur Bernard Decomps, Directeur Général de la Recherche et de la Technologie, a présenté le bilan des recherches sur les trois axes tel qu'il apparaissait au début de l'année 1993.

1.3 AUDITIONS POUR L'EVALUATION DU BILAN DES RECHERCHES

La Commission Nationale d'Evaluation a établi, courant juin 1994, le calendrier des auditions et a demandé à chaque organisme concerné de lui faire parvenir un rapport d'activité pour 1993 ; ces derniers sont parvenus à la Commission entre juin et novembre 1994. Les auditions ont cependant permis aux différents organismes de présenter également les travaux en cours. On trouvera en annexe 5, sous forme de pièces jointes, une synthèse de la présentation des travaux rédigée par les organismes de recherche.

Les auditions se sont déroulées aux dates suivantes :

- ANDRA* (Axe 2 de la loi) : 12 septembre 1994
20 octobre 1994
- CEA* (Axes 1 et 3 de la loi) : 30 novembre 1994
21 décembre 1994
- IPSN*. : 14 février 1995
- EDF* : 14 mars 1995
- COGEMA* 4 avril 1995
- CNRS - IN2P3* : 22 mai 1995

La Commission a en outre tenu 6 séances consacrées à la rédaction du présent rapport.

* Termes définis dans le glossaire

CHAPITRE 2

FINALITES DE LA GESTION DES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991

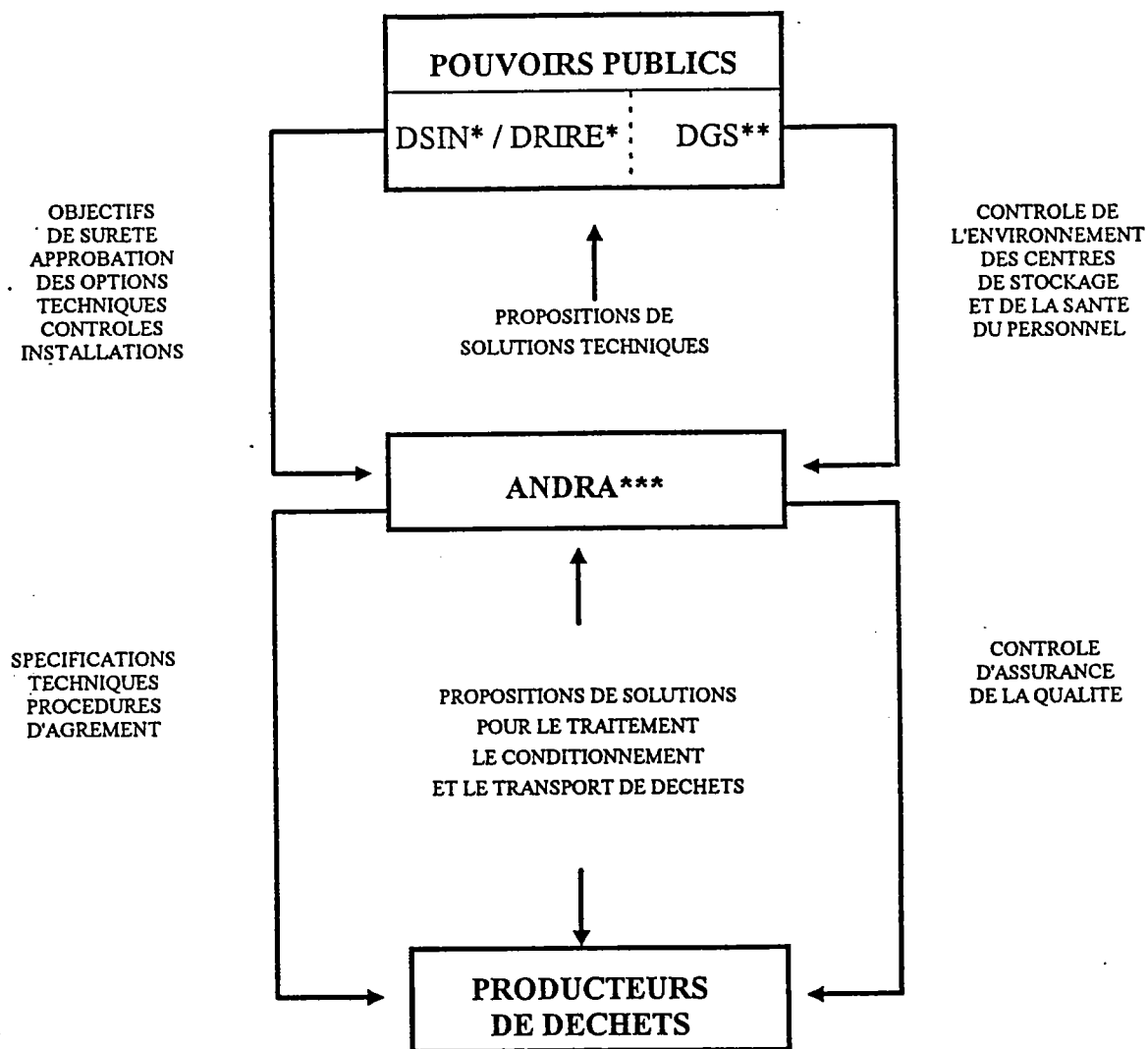
Un certain nombre d'activités industrielles, portant sur des matières contenant des corps radioactifs ou mettant en oeuvre des rayonnements nucléaires, engendrent des déchets radioactifs, dont l'Agence de l'OCDE* pour l'Énergie Nucléaire a donné une définition, communément adoptée: *"toute matière contenant des radionucléides en concentration supérieure aux valeurs que les autorités compétentes considèrent comme admissibles dans les matériaux propres à une utilisation sans contrôle, et pour laquelle aucun usage n'est prévu"*. Cette définition indique que le déchet est un matériau sans valeur d'usage prévisible, mais qui ne peut être laissé pour autant sans contrôle en raison d'un certain niveau de nocivité, liée à la présence de radionucléides. Bien que le problème des déchets ne constituât pas, jusque dans les années 70, une des priorités des organismes responsables du développement de l'énergie nucléaire, la nécessité d'une gestion, qui prenne notamment en compte les contraintes du long terme, a été très tôt perçue au sein de la communauté des scientifiques et ingénieurs de l'énergie nucléaire. En effet, les radionucléides, inclus dans ces déchets, décroissent inéluctablement avec le temps, à un rythme qu'il est impossible d'accélérer, du moins simplement (on verra plus loin ce qu'il en est avec la transmutation). La période radioactive, c'est à dire le temps nécessaire à la diminution par 2 d'une quantité donnée d'un corps radioactif, peut aller jusqu'à plusieurs milliers de siècles. Cette constatation, propre au domaine nucléaire, a fait prendre conscience des échelles de temps durant lesquelles des nuisances peuvent perdurer, alors que, pour comparer à un autre domaine, la stabilité dans le temps des toxiques chimiques ultimes, correspondant à une période "infinie", effaçait paradoxalement la notion de durée et la perception des risques à long terme correspondants. Aujourd'hui, l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA), ainsi que les diverses autorités nationales chargées du contrôle et de la sûreté des activités nucléaires, prennent en compte ces contraintes dans tout cadre législatif ou réglementaire relatif à la gestion des déchets radioactifs. C'est notamment le cas en France dans les Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) édictées par la Direction de la Sûreté Nucléaire (DSIN). (voir encadré 2)

On peut définir la gestion des déchets radioactifs comme l'ensemble des dispositions de nature technique et réglementaire visant à atteindre un certain nombre d'objectifs, que l'on va tenter d'identifier ci-dessous dans le cas des déchets relevant de la loi de 1991. Selon les termes de son article 1, cette loi vise les déchets de haute activité et à vie longue.

* Terme défini dans le glossaire

Encadré 2

Schéma d'organisation en France pour le stockage des déchets



- * DSIN : Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires
- * DRIRE : Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement
- ** DGS : Direction Générale de la Santé dont l'appui technique est OPRI (Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants)
- *** ANDRA : Agence Nationale pour la gestion de Déchets Radioactifs

Stricto sensu, il ne pourrait donc s'agir que des déchets de catégorie C* de la fin du cycle électronucléaire, c'est à dire les combustibles irradiés eux-mêmes, lorsqu'ils représentent les déchets ultimes, et les verres de retraitement. De fait, et compte tenu du rôle central que joue le stockage géologique profond dans cette loi, le champ d'application de celle-ci doit s'étendre à tout déchet qui, sans être hautement radioactif, contient des quantités de radionucléides à vie longue suffisamment importantes pour être justifiables d'un tel stockage. Classés en France dans la catégorie B* , ces déchets sont intermédiaires entre les déchets C et ceux faiblement radioactifs et "à vie courte"*, destinés au stockage définitif en surface, et que l'on range dans la catégorie A* (voir encadrés 3 et 4).

Les finalités de la gestion des déchets radioactifs B et C sont assignées de manière générale au même article 1 de la loi de 1991, qui stipule que celle-ci *"doit être assurée dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération les droits des générations futures"*. On peut en effet distinguer dans toute gestion de ces déchets les **finalités** à court et moyen termes, qui concernent les échelles de temps classiques des activités humaines (disons de quelques décennies à quelques siècles), des **finalités à long terme** qui concernent en revanche des périodes de temps, hors du champ de l'histoire, pouvant atteindre plusieurs milliers de siècles. La distinction entre ces deux échelles de temps est évidemment difficile à définir d'une manière précise. Cependant le passage, nécessairement progressif, de l'une à l'autre de ces deux périodes peut être caractérisé par le passage d'une gestion reposant essentiellement sur la **Société** (à travers les technologies et les contrôles qu'elle met en oeuvre) à une gestion reposant essentiellement sur la **Nature** (à travers les propriétés des barrières naturelles d'un stockage profond). Si, dans leur formulation générale, les objectifs (protéger l'environnement et la santé de l'homme) demeurent identiques pour ces deux échelles de temps, il n'en demeure pas moins qu'ils se posent en des termes différents.

2.1 FINALITES A COURT ET MOYEN TERMES

La gestion immédiate des déchets B et C est d'abord l'affaire de l'industrie nucléaire (EDF*, COGEMA* dans le cas de la France) qui mène cette gestion à l'aide des technologies disponibles industriellement et en fonction des diverses contraintes économiques et commerciales (par exemple pour satisfaire la clause de retour des déchets étrangers, indiquée à l'article 3 de la loi de 1991). Elle se déroule dans un cadre réglementaire fixé par les autorités de sûreté, à travers des pratiques qui doivent satisfaire aux trois recommandations fondamentales de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR*), relatives à l'exposition des travailleurs aux rayonnements : existence d'un bénéfice net au regard de la protection, principe d'optimisation dit ALARA* (As Low As Reasonably Achievable) et non dépassement des normes. (voir encadré 5).

* Termes définis dans le glossaire

Encadré 3

Les types de déchets - leurs activités et leur contrôle - leur gestion

Activité, nature et période radioactive des isotopes présents déterminent trois catégories :

Catégorie A : Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs $\beta\gamma$ à vie courte ou moyenne et des émetteurs α en faible quantité ($\leq 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t limite de l'activité α après 300 ans).

Catégorie B : Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs α en quantité importante ($> 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité α , < 370 GBq/t en activité $\beta\gamma$).

Catégorie C : Déchets de haute activité renfermant des quantités importantes de produits de fission, d'activation et d'actinides. Ils génèrent souvent une énergie thermique notable. Ce sont principalement les déchets vitrifiés. Le combustible irradié non retraité est également considéré comme un déchet de haute activité (sans limite supérieure).

Les déchets de catégorie A sont normalement stockés en site de surface (Centre de Stockage de la Manche, Centre de Stockage de l'Aube) ; les déchets de catégorie B et C sont placés en entreposage dans l'attente de stockage géologique.

Composition des déchets radioactifs

Les matières radioactives provenant de l'aval du cycle du combustible nucléaire que l'on a classé comme "déchets nucléaires" peuvent renfermer :

- ♦ Des produits de fission (PF) provenant de la scission d'atomes lourds (^{235}U , ^{239}Pu) contenus dans les combustibles sous l'effet de la capture d'un neutron. Exemple de PF à vie courte : ^{137}Cs , ^{90}Sr et de PF à vie longue : ^{135}Cs , ^{129}I . Ces PF sont des isotopes radioactifs ou des radionucléides émetteurs $\beta\gamma$. 90% des PF sont cependant des isotopes stables. Chaque scission donne 2 à 3 neutrons de sorte que les combustibles baignent dans un flux de neutrons.
- ♦ Des produits d'activation (PA) provenant de l'irradiation par les neutrons des isotopes stables présents dans les matériaux du proche environnement des combustibles. Exemples de PA à vie courte : ^{60}Co et de PA à vie longue : ^{59}Ni . Les PA sont des radionucléides émetteurs $\beta\gamma$.
- ♦ Les transuraniens (TU) provenant de l'irradiation par les neutrons des isotopes présents au cours du temps dans les combustibles. Les phénomènes sont compliqués. La formation des TU débute avec les isotopes d'uranium : ^{235}U et ^{238}U . Par exemple ^{239}Pu est formé à partir de la capture d'un neutron par ^{238}U qui devient ^{239}U de vie très courte qui décroît en ^{239}Np par émission β et à son tour ^{239}Np disparaît par le même phénomène en donnant ^{239}Pu . La longue vie de ^{239}Pu permet son accumulation. Les TU sont des radioéléments c'est-à-dire des éléments dont tous les isotopes sont radioactifs. Les TU sont généralement émetteurs α à vie longue. Exemple de TU : ^{237}Np , 238 à ^{242}Pu , 241 et ^{243}Am , ^{244}Cm . Np , Am et Cm sont appelés actinides mineurs.
- ♦ Des isotopes d'uranium car dans les combustibles tous les isotopes ^{235}U et ^{238}U ne sont pas consommés. D'autres isotopes d'uranium sont aussi formés comme ^{236}U .

Les déchets du retraitement renferment aussi des éléments provenant des réactifs utilisés pour les opérations chimiques.

Les pourcentages des différents radionucléides dans les déchets, sont très variables. Dans les verres nucléaires, les 4 catégories sont présentes. Seuls certains PF et les actinides mineurs sont prépondérants car le retraitement enlève des combustibles irradiés I, U et Pu.

Encadré 5

La Radioprotection

Il y a quarante ans, avec le traité de Rome, la France a accepté que le niveau de protection radiologique soit identique chez les six partenaires du traité.

Avec l'Union Européenne, on retrouve l'identité chez les quatorze partenaires. On la constate aussi dans les pays membres de l'O.N.U. car ils basent tous leurs réglementations nationales sur les recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique (C.I.P.R.). Cette Commission, organisme privé dont les membres se cooptent, a été fondée en 1928 par l'Union Internationale de Radiologie, émanation des radiologistes hospitaliers des pays les plus avancés. Elle avait pour objectif à cette époque d'organiser la protection contre les rayonnements ionisants pour les médecins.

Après la seconde guerre mondiale, la C.I.P.R. a étendu son champ d'action aux problèmes posés par le développement de l'énergie nucléaire, militaire et civile. Elle a progressivement élaboré une doctrine de protection radiologique qui a, depuis, servi de modèle pour la protection contre d'autres nuisances. Dans cette doctrine, elle a utilisé l'idée que l'on pouvait quantifier le niveau de risque aux faibles doses à partir d'une extrapolation des données humaines observées à la suite d'expositions conduisant à des doses élevées. Cette extrapolation se basait sur l'hypothèse suivant laquelle il n'y avait pas de seuil en dessous duquel le risque était nul.

Pour caractériser l'extrapolation, la C.I.P.R. a donc défini une unité de risque radiologique, le Sievert qui prend en compte la totalité des paramètres qui caractérisent les différentes expositions aux rayonnements ionisants.

Afin de limiter les niveaux de risque radiologique à des valeurs identiques à celles des activités humaines les plus sûres, la C.I.P.R. a défini des normes d'exposition et a énoncé le principe A.L.A.R.A.* imposant de maintenir les expositions à un niveau inférieur aux normes et aussi bas qu'il est raisonnablement possible.

Aujourd'hui, après un demi siècle de pratique de l'énergie nucléaire, on n'a pas pu mettre en évidence des atteintes humaines pour des niveaux d'exposition comparables à ceux qui existent aujourd'hui pour les travailleurs et les membres du public.

* A.L.A.R.A.: As Low As Reasonably Achievable

Une des premières finalités concerne la production de corps à vie longue dans les réacteurs. Si les quantités de produits de fission restent pratiquement proportionnelles à l'énergie électrique fournie, il n'en est pas de même du plutonium et des actinides mineurs (neptunium, américium, curium). On peut en effet faire varier, dans certaines limites, leurs quantités dans les combustibles usés, en vue par exemple de les minimiser, en jouant sur certains paramètres du réacteur. On peut également, si le contexte énergétique s'y prête, être plus ambitieux et considérer d'autres filières (réacteurs à neutrons rapides, systèmes hybrides, utilisation de thorium) ou le couplage entre divers types de réacteurs (réacteurs à neutrons rapides sous-générateurs associés à des réacteurs à eau).

Les déchets de fin de cycle étant produits, il s'agit d'abord de réduire les divers risques à court terme associés à leur gestion. C'est ainsi que les solutions de haute activité sont vitrifiées pour éviter les possibilités de fuites associées à l'entreposage de liquides. D'une manière générale, le conditionnement sous la forme de colis protégés et manipulables ainsi que leur entreposage sont conçus pour limiter les doses reçues par le personnel, assurer le contrôle contre les agressions extérieures et, bien évidemment, faciliter leur transport. Une autre finalité de la gestion des matières radioactives réside dans la possibilité de récupérer dans celles-ci ce qui est valorisable. De ce point de vue, le retraitement apparaît comme un mode de gestion des combustibles irradiés qui a pour objet d'extraire les matières fissiles restantes -uranium et plutonium-, et de répartir les autres radionucléides dans divers colis de déchets spécifiques. La réduction de leurs volumes, qui est aujourd'hui un des objectifs importants de la COGEMA, favorise non seulement la réalisation des objectifs de sûreté à court et moyen terme, mais également la réalisation de performances meilleures que celles obtenues avec le stockage direct des combustibles usés.

La séparation du plutonium et de l'uranium impose des mesures de sécurité particulières, en raison des risques de prolifération; la gestion des déchets de retraitement et des combustibles usés a, parmi ses premières finalités, d'être résistante à la prolifération. Peut-être plus que dans d'autres activités industrielles, la réduction des risques fait partie intégrante des objectifs que s'assigne l'industrie nucléaire. (voir encadré 6).

Cette gestion se doit cependant de prendre également en compte des objectifs de sûreté à plus long terme. Cela ne va pas a priori de soi. On peut remarquer, par exemple, que les critères de sûreté à long terme n'ont pas été déterminants dans le choix et le développement de la plupart des procédés industriels mis en oeuvre dans le cycle du combustible nucléaire. Un effort de recherche et développement apparaît indispensable à cet égard, pour évaluer les effets à long terme des diverses options techniques qui ont été adoptées, que ce soit au niveau de la typologie des déchets produits, de leurs modes d'entreposage et de stockage définitif et, le cas échéant, pour développer de nouvelles pistes, comme y invite, dans son article 4, la loi de 1991.

Encadré 6

T N P

Le traité de non-prolifération, TNP, unique dans l'histoire politique universelle, a pour but d'arrêter le développement vers une guerre nucléaire en fixant une fois pour toutes le nombre de puissances dotées d'armes nucléaires.

Seuls les états qui ont fabriqué et fait exploser un dispositif nucléaire avant le 1er janvier 1967 sont considérés comme puissances nucléaires : ainsi sont classés définitivement comme puissances nucléaires la Chine, les Etats-Unis, la France, le Royaume-Uni et la Russie comme successeur de l'Union Soviétique.

Le TNP interdit aux puissances nucléaires de transférer à qui que ce soit des armes ou d'autres dispositifs nucléaires explosifs ou le contrôle de ceux-ci (l'OTAN n'a donc pas de force atomique). Il leur est aussi interdit d'assister tout Etat, signataire ou non du traité, à fabriquer ou acquérir de telles armes ou dispositifs ou leur contrôle.

Inversement, les autres Etats signataires du traité, c'est à dire les puissances non nucléaires, s'engagent à ne pas accepter de qui que ce soit le transfert ou le contrôle de telles armes ou dispositifs et à ne pas les fabriquer.

Les Etats non dotés d'armes nucléaires, s'engagent par le traité à accepter les garanties de l'AIEA, c'est à dire d'accepter des inspections par l'AIE afin de confirmer que les matières nucléaires ne soient pas détournées de leur utilisation pacifique vers la fabrication d'armes ou d'autres dispositifs explosifs.

Tous les Etats signataires du TNP s'engagent à ne pas fournir de matières nucléaires et d'équipements spécialement conçus pour le traitement, l'utilisation ou la production d'uranium 235 et de plutonium à un Etat non doté d'armes nucléaires, à moins que ces matières et produits ne soient soumis aux garanties de l'AIEA.

En contrepartie le traité n'affecte pas les droits inaliénables de toutes les parties d'exercer des recherches, de produire et d'utiliser de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques.

Les Etats signataires du TNP s'engagent de négocier en bonne foi des mesures effectives pour le désarmement nucléaire.

Le TNP est entré en vigueur le 5 mars 1970 et a été prolongé pour un temps indéfini le 11 mai 1995. De 1993 à mi 1995, 178 états faisaient partie du traité. Parmi les non signataires on relève l'Inde, Israël et le Pakistan.

La France a conclu un accord particulier avec l'AIEA qui assure les garanties de cette agence pour les matières nucléaires provenant d'Etats non dotés d'armes nucléaires et séjournant en France, notamment pour le retraitement chimique de combustibles irradiés ou la fabrication de combustibles mixtes contenant du plutonium (MOX). Il en découle que ces opérations doivent être résistantes à la prolifération.

2.2 FINALITES A LONG TERME

La nécessaire prise en compte du long terme dans la gestion des déchets pose en fait des problèmes nouveaux de nature méthodologique et éthique, substantiellement différents de ceux que l'on rencontre dans la gestion à court et moyen termes. En effet, la connaissance des risques devient plus complexe et incertaine au fur et à mesure que l'on se projette dans un futur lointain. On considère aujourd'hui que l'état de l'art actuel de la technologie dans le domaine des barrières artificielles, mises en oeuvre dans un stockage géologique profond, permet d'assurer un niveau de risque maîtrisable sur une période d'environ 1000 ans, et que les connaissances du comportement des barrières géologiques permettent de penser que dans certains sites bien choisis, et pour des scénarios normaux d'évolution du milieu, un confinement de la radioactivité dans les environs du stockage soit assuré pour des périodes de l'ordre de quelques milliers d'années. Ce qu'il faut faire aujourd'hui pour atteindre au delà de cette période un certain niveau de sûreté "acceptable" dépend, pour une large part, d'un important effort de recherche et développement et, en fin de compte, du poids que la Société entend donner à la réduction des risques à très long terme.

A cet égard, la plupart des analystes s'accordent aujourd'hui pour dire que les analyses coûts-bénéfices, utilisant un taux d'actualisation même très faible, ne peuvent, pour diverses raisons, s'appliquer aux transferts intergénérationnels de nuisances environnementales. Cette approche a été développée dans les années 50 pour décider de l'allocation de ressources à des projets technologiques en fonction de la date d'apparition des bénéfices, à une échelle de temps tout à fait différente, correspondant à une ou deux générations. Dans le domaine des nuisances à long terme, elle conduirait à privilégier le court terme par rapport au long terme, c'est à dire à adopter une gestion "minimale" des déchets. Cette approche pourrait peut-être trouver une justification dans un schéma de croissance indéfinie, qui permettrait aux générations futures de se prémunir contre les nuisances que nous aurions engendrées. Ce n'est certainement pas le cas aujourd'hui, où la prise de conscience des limitations environnementales conduit, surtout depuis la Conférence des Nations Unies pour l'Environnement et le Développement de Rio en 1992, au concept de **"développement soutenable"**, qui peut se définir comme celui qui répond aux besoins de l'humanité actuelle sans hypothéquer les capacités des générations futures de satisfaire leurs propres besoins.

C'est davantage dans cette perspective, qui ne se réduit pas à la seule dimension éthique de solidarité intergénérationnelle, que l'on peut définir les finalités à long terme de la gestion des déchets radioactifs.

Le concept de développement soutenable affirme d'abord un **"principe d'équité"** , selon lequel, comme l'avait souligné en son temps la **"Commission Castaing"** , on applique aux générations futures un niveau de sûreté au moins égal à celui que l'on adopte pour les personnes du public vivant aujourd'hui (voir encadré). Pour atteindre un tel objectif, des options techniques générales doivent être prises, conformément à un autre principe, introduit aujourd'hui de plus en plus dans le droit de l'Environnement, qui est le **"principe de précaution"**.

Ce principe trouve parfaitement son application dans le domaine de l'incertain, qui est typiquement celui de la gestion du long terme. Dans le cas des déchets nucléaires, ce principe peut inciter au recours à des options techniques visant à réduire les nuisances éventuelles des déchets de fin de cycle telles que le dégagement de chaleur, la radioactivité et l'irradiation, la radiotoxicité* grâce à la transmutation*, et à la redondance des barrières que l'on interpose, dans un stockage géologique profond, entre les produits radioactifs et la biosphère. Ces réductions de risque, destinées à un bénéfice lointain, doivent s'appliquer en toute cohérence aux autres déchets du cycle du combustible, dont les nuisances deviendraient, à de telles échelles de temps, comparables, sinon supérieures, aux déchets de fin de cycle ; il s'agit principalement des stériles de mine d'uranium et de l'uranium de retraitement, si celui-ci n'était pas recyclé. Ce principe de précaution peut justifier également qu'un certain niveau de réversibilité soit intégré à la conception des stockages profonds, comme le demande également la loi de 1991.

Les options techniques devraient conduire à réaliser l'objectif général, selon lequel ***les générations futures ne devraient pas être contraintes à exercer une surveillance des dépôts de déchets qui leur seraient légués, ou à réparer des dégâts éventuels, mais auraient la possibilité, si elles le souhaitaient, d'agir sur eux.***

La prise en charge de cette gestion par les générations qui bénéficient de l'énergie nucléaire se justifie non seulement par un choix éthique, mais également par l'application du principe général **"pollueur-payeur"**. Cela dit, le niveau des moyens correspondants, s'il ne peut être fixé par une analyse traditionnelle coût-avantage, devrait dépendre pour une large part de la situation actuelle des déchets en France, objet du chapitre 3, des diverses options techniques que les recherches, définies par la loi de 1991, auront dégagées en vue d'atteindre les objectifs décrits ci-dessus, et, en dernier ressort, de la perception par la Société des risques associés aux déchets radioactifs.

* Termes définis dans le glossaire

CHAPITRE 3

ETAT DES LIEUX POUR LES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991

Pour prévoir, concevoir et réaliser les entreposages et le stockage des colis de déchets radioactifs, la connaissance aussi précise que possible des flux de déchets, des stocks de colis et de déchets non conditionnés entreposés est indispensable. Cette connaissance ne peut se limiter à leur inventaire mais doit aussi concerner leurs caractéristiques radioactives, physiques et chimiques.

Dans cette optique, à partir des données des divers organismes entendus, la Commission Nationale d'Evaluation s'est donné pour objectif dans son premier rapport de présenter un état des lieux pour les déchets relevant de la loi du 30 décembre 1991, c'est-à-dire les déchets classés dans les catégories B et C (voir encadrés 3 et 4).

Les colis de déchets susceptibles d'être stockés en profondeur proviennent pour l'essentiel des usines COGEMA de retraitement des combustibles irradiés retirés des centrales nucléaires de l'EDF et des centres de recherche et d'exploitation de l'industrie civile et militaire du CEA.

On présente dans ce chapitre quelques bilans et les souhaits de la Commission Nationale d'Evaluation ; une synthèse détaillée concernant les caractéristiques des déchets constitue l'annexe 3.

3.1 LES DECHETS ANCIENS

Cette appellation désigne les déchets qui sont en attente de conditionnement et qui sont entreposés chez l'ensemble des producteurs. L'ANDRA en entreprend actuellement un inventaire précis. Un recensement avait été fait en 1991 dans le cadre de la Commission Scientifique et Technique du CEA* placée auprès du Conseil Scientifique de cet organisme. Le tableau 3.1 résume la nature et les volumes inventoriés à cette époque. La résorption des stocks et l'optimisation des conditionnements sont programmées par l'ensemble des producteurs.

La reprise des déchets anciens est nécessitée dans certains cas par le démantèlement à court terme des installations qui les abritent ou à la demande des autorités de sûreté. Les options techniques de reprise, déjà demandées aux producteurs par la DSIN, devront être précisées. Pour certains de ces déchets, plusieurs procédés de conditionnement sont envisageables ou envisagés. Des recherches sont en cours dans ce domaine pour effectuer des choix. Pour les autres déchets tout reste à faire.

* Terme défini dans le glossaire

Tableau 3.1 : Déchets entreposés (1991)

NATURE	VOLUME (m ³)			
	Vrac	Conteneuré*	Conditionné**	Total
• <u>Déchets B</u>				
Boues et concentrats	10000		14000	24000
Déchets technologiques	600	1800	300	2700
Coques	1200	600	230	2030
Autres structures	7500	20		7520
Solvants	1000	10	20	1030
Résidus de traitement d'eau	600	20		620
Déchets radifères		1400		1400
Déchets tritiés mixtes	100	600		700
Sources scellées radioactives		200		200
• <u>Déchets C</u>				
Verres (Produits de fission et actinides)			600	600
TOTAL	21000	4650	15150	40800

Origine : Commission Scientifique et technique du CEA

* Conteneuré : placé en vrac dans des fûts ou des caissons

** Conditionné : enrobage ou blocage dans une matrice en vue d'un entreposage ou d'un stockage.

3.2 LES PREVISIONS DES VOLUMES DE DECHETS B ET C EN L'AN 2020

Les prévisions, fournies par l'ANDRA, des volumes de déchets éventuellement à stocker en profondeur en l'an 2020 sont rassemblées dans le tableau 3.2.

Tableau 3.2 : Prévisions des volumes cumulés de déchets conditionnés en l'an 2020

PRODUCTEURS	VOLUME DES DECHETS DE CATEGORIE B (m³)	VOLUME DES DECHETS DE CATEGORIE C (Verre) (m³)
COGEMA La Hague (déchets civils)	63.959	5.876
COGEMA Marcoule (déchets civils et militaires)	37.332	544
TOTAL COGEMA	101.291	6.420
Centres CEA	10.604	-
TOTAL COGEMA + CEA	111.895	6.420

Origine : ANDRA
Volume C

Les prévisions apparaissant dans ce tableau sont basées sur les hypothèses suivantes :

- retraitement de 1100 tonnes de métal lourd* à La Hague à partir du 01/01/2000,
- volume des déchets de retraitement attendu selon les prévisions COGEMA en 2000 (déchets C : 115 l/tU ; coques et embouts : 150 l/tU ; déchets technologiques : < 200 l/tU) ; soit au total < 465 l/tU,
- volume nominal actuel pour l'usine de Marcoule ; arrêt en 1998,
- inventaire des déchets CEA en 1991.
- pour les verres, les chiffres prennent en compte les dernières données de COGEMA après mise en place de la réduction des volumes de déchets (Puretex).

Selon ces hypothèses, les ordres de grandeurs des volumes de déchets à stocker en 2020 seraient de : 6 400 m³ de déchets de catégorie C et 110 000 m³ de déchets de catégorie B.

* Termes définis dans le glossaire

Par ailleurs, les prévisions concernant les déchets B provenant d'EDF ne sont pas comptabilisées en raison de l'incertitude sur leur mode de conditionnement. De même, on a fait l'hypothèse qu'en l'an 2020 aucun des combustibles irradiés des réacteurs de puissance ne serait destiné au stockage direct. Enfin il n'est pas tenu compte des déchets de démantèlement.

Les chiffres du tableau 3.2 sont donc susceptibles de variations importantes liées :

- aux incertitudes sur les tonnages réels de combustibles retraités à différentes époques et aux taux de combustion* de ces derniers,
- aux échéances de mise en oeuvre des variantes de conditionnement du retraitement actuel,
- à la reprise et aux modes de conditionnement des déchets anciens du CEA et de la COGEMA.

Les hypothèses relatives aux déchets à stocker sont en outre dépendantes de la stratégie de gestion et d'évolution du parc nucléaire français. A cet égard, des scénarios de retraitement pourraient être compris entre 400 et 1 200 tonnes de combustibles par an ; ces données sont détaillées dans l'annexe 3. En conséquence le volume de verres à stocker dépendrait des scénarios retenus.

3.3 LES COMBUSTIBLES IRRADIES

Un état des lieux exhaustif concernant les combustibles irradiés entreposés n'a pas encore été présenté à la Commission Nationale d'Evaluation. L'ANDRA a évalué la quantité de combustibles irradiés, qui seraient à stocker en l'état en 2020, à 100 tonnes environ.

D'après les données recueillies auprès des producteurs, les informations suivantes peuvent être données :

- le CEA s'efforce de faire retraiter avant la fin 1997 la plupart des combustibles du type UNGG existant dans les entreposages actuels ainsi que les combustibles des filières à eau légère des réacteurs de recherche (Caramel-Osiris) et des couvertures de la filière à neutrons rapides,
- l'entreposage existe et sera poursuivi pour les combustibles de la propulsion navale, de la filière à eau lourde (EL4) et des coeurs de la filière à neutrons rapides,
- concernant les combustibles des réacteurs de puissance, qui sont entreposés à La Hague et qui sont du type UOX* et MOX*, seule la définition de la stratégie de gestion et d'évolution du parc nucléaire permettra de définir la nature et le volume des combustibles irradiés à entreposer puis éventuellement à stocker.

* Termes définis dans le glossaire

3.4 RECOMMANDATIONS

L'état des lieux concernant les déchets B et C doit être complété et tenu à jour et il est nécessaire de pouvoir dès à présent faire des prévisions au plus près pour les 30 prochaines années.

3.4.1 Recommandations concernant l'inventaire des déchets

Il apparaît que l'inventaire et les prévisions en nature et quantité de colis à stocker dépendent essentiellement de la stratégie de gestion des combustibles.

La Commission recommande :

- **à EDF et COGEMA de préciser leur stratégie respective concernant le retraitement ou le non retraitement des combustibles irradiés,**
- **à l'ANDRA de prendre en compte, dans ses programmes, les évaluations, les inventaires déjà réalisés et les prévisions qui en découleront afin d'assurer la meilleure cohérence possible dans les choix technologiques pour un éventuel stockage géologique. Les résultats de ces prévisions en matière de déchets devront être annuellement communiqués à la Commission Nationale d'Evaluation.**

Par ailleurs, **en matière de production future de déchets**, chaque organisme responsable devra compléter ces prévisions par :

- la détermination la plus précise possible, à partir des stratégies de démantèlement prévues et connues, des types de déchets correspondants, en distinguant les réacteurs et les installations du cycle,
- la mise à jour des technologies nouvelles mises en oeuvre pour optimiser la gestion des déchets (tri en amont, réduction de volume, incinération, compactage, fusion...),
- l'établissement d'un calendrier de reprise et de conditionnement et l'estimation des volumes des colis des déchets anciens,
- le recensement des sources radioactives et leurs volumes prévisionnels,
- **les inventaires liés aux hypothèses prenant comme stratégie la possibilité d'un stockage direct de combustibles non retraités (combustibles des réacteurs de recherche, de la propulsion navale, MOX* , voire des combustibles irradiés dans les réacteurs de puissance...),**
- la fourniture des premières évaluations des nouveaux types de déchets engendrés par la séparation et la transmutation des radionucléides à vie longue qui seront discutées au chapitre 5.

* Termes définis dans le glossaire

3.4.2 Recommandations concernant les caractéristiques des déchets

Pour ce qui est des caractéristiques radiochimiques et physico-chimiques, les connaissances devront être améliorées et fournies à la Commission. Elles concerneront :

- **l'actualisation des données techniques concernant les procédés et les spécifications de conditionnement***. Beaucoup de colis de déchets B n'ont pas de spécifications ; il en va de même pour les déchets issus du retraitement de l'usine de Marcoule,
- les caractéristiques des déchets issus du retraitement de combustibles REP à hauts taux de combustion*, des combustibles MOX*,
- l'obtention de données complémentaires auprès des producteurs notamment, par le biais des spécifications des colis. Ces données concernent les valeurs à prendre en compte dans le concept de stockage et la modélisation : formes chimiques des radionucléides, toxicité, dégazage, puissance thermique effective, corrosion des emballages...
- **les spécifications techniques des colis produits par le CEA et COGEMA pour les déchets anciens,**

Par ailleurs, la Commission recommande la mise en place par le CEA et l'établissement de Marcoule d'un suivi assurance-qualité similaire à celui réalisé à la Hague, sur les colis et leurs caractéristiques,

3.4.3 Recommandations concernant certains déchets particuliers

Un certain nombre de déchets particuliers devraient faire l'objet de données complémentaires. La Commission a retenu dans un premier temps quatre catégories de déchets particuliers, outre les déchets anciens déjà mentionnés précédemment ; il s'agit plus particulièrement :

- des déchets tritiés mixtes*
- des filtres à iode*
- des solvants organiques*
- des graphites.*

La Commission Nationale d'Evaluation souhaite connaître, dès que possible, la stratégie de gestion envisagée pour ces déchets.

* Termes définis dans le glossaire

CHAPITRE 4

LES STRATEGIES GENERALES DE LA GESTION DES DECHETS

4.1 LES STRATEGIES GENERALES DE LA GESTION DES DECHETS

4.1.1 Considérations générales

Les premières réunions et auditions de la Commission Nationale d'Evaluation ont permis de constater que la plupart des pays ont, comme la France, des politiques de gestion de déchets à vie longue qui toutes font appel au concept de stockage géologique. Les stratégies et le calendrier de mise en oeuvre de ces politiques diffèrent cependant sensiblement d'un pays à l'autre, notamment en ce qui concerne le choix du retraitement ou du non-retraitement.

En ce qui concerne la France, les programmes de recherche et de développement résultent directement de ces choix. Pour l'examen de ces programmes, il est cependant nécessaire de prendre en compte :

- le texte de la loi,
- les décisions des organismes qui ont dû adapter leur propre stratégie à la loi,
- l'avis de la Commission Nationale d'Evaluation qui a pour tâche d'évaluer les travaux de recherche et développement réalisés dans ce sens, mais pas de formuler une stratégie.

La loi du 30 décembre 1991 précise, dans son article 4, les 3 axes de recherche à mener, dans le cadre de la stratégie française :

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

Après l'examen attentif des documents reçus, et l'audition des présentations, les membres de la Commission Nationale d'Evaluation ont émis quelques réflexions générales relatives à la stratégie de gestion des déchets.

Ils constatent que l'état d'avancement des recherches sur ces trois axes est différent. En particulier, le premier de ces axes de recherche, déjà recommandé à partir de 1981 par la Commission "Castaing", doit faire l'objet d'études renforcées puisqu'il est unanimement reconnu que l'exploitation des voies de séparation et de transmutation des radionucléides à vie longue est d'une grande complexité et représente un effort de recherche à long terme. **Il est donc indispensable que des moyens importants soient mobilisés rapidement si l'on veut disposer d'ici 2006 des résultats qui permettront au Parlement de discuter valablement du nouveau projet de loi, tel qu'il est prévu à l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991.**

Conscients de l'effort exceptionnel à consentir sur le premier axe de recherche, les membres de la Commission Nationale d'Evaluation considèrent néanmoins que les études visées par l'axe 2 sont **indispensables car l'évacuation définitive de déchets ultimes, sous forme de stockage géologique, paraît aujourd'hui inéluctable.** Or le calendrier des travaux paraît très tendu, puisqu'il faut, dans les onze ans qui restent disponibles, réaliser des ouvrages souterrains complexes, et y procéder à des expérimentations. **Les décisions à prendre en 2006 devront pouvoir s'appuyer sur les résultats obtenus en laboratoires souterrains dont l'implantation constitue donc une urgence.**

Le troisième axe de recherche se situe dans une stratégie de gestion à court et moyen termes pour laquelle de nombreux éléments technologiques sont déjà acquis ; ils sont néanmoins à compléter pour les déchets anciens ou spécifiques et, selon les critères de durée retenus, par **des études conceptuelles d'entrepôts de longue durée.**

Au delà de cette ligne stratégique essentiellement fondée sur la protection apportée par le stockage géologique (axe 2 discuté au chapitre 6) pour la totalité des déchets de haute activité (déchets C et éventuellement combustibles non retraités) et des déchets contenant des radionucléides à vie longue (déchets B), le législateur a voulu ouvrir l'éventail stratégique en demandant d'étudier, d'une part une séparation plus poussée des éléments contenant des radionucléides à vie longue en vue d'une possible transformation de ceux-ci en radionucléides à vie plus courte ou en isotopes stables (axe 1 discuté au chapitre 5), et, d'autre part, d'étudier une solution d'attente offrant les meilleures garanties de sûreté (axe 3 discuté au chapitre 7).

Les objectifs à atteindre pour ces axes de recherche ne sont pas précisés et l'on peut concevoir, au plan stratégique, en fonction des résultats qui seront obtenus, toute une combinaison de schémas utilisant des séquences des 3 axes de recherches.

4.1.2 Choix actuel en France pour la gestion du combustible : le retraitement

Le retraitement a deux objectifs :

- a) **La récupération des matières énergétiques** encore présentes dans le combustible irradié, l'uranium et le plutonium, et qui représentent 97 % des matières du combustible. Ces éléments, au potentiel énergétique très important, nécessitent pour leur valorisation des opérations assez complexes telles que le réenrichissement de l'uranium de retraitement ou la fabrication de combustibles mixtes UO_2 - PuO_2 (MOX*) pour le recyclage du plutonium.

Les études et réalisations correspondantes ont été menées dans le cadre général de la stratégie électronucléaire française. L'ensemble de cette stratégie comporte de nombreux aspects dont certains seront évoqués dans ce chapitre, les autres nécessitant des auditions complémentaires. **La stratégie de retraitement est fondée sur le principe qu'il existe des perspectives de réutilisation de l'uranium et du plutonium séparés.** En conséquence, ces éléments ne sont pris en compte dans les **déchets** du cycle qu'au niveau des **pertes** au cours des étapes de leurs gestions.

- b) **Une gestion spécifique des déchets** qui peut bénéficier des améliorations des techniques autant séparatives que de conditionnement. L'évolution a été continue au niveau de la gestion industrielle du retraitement tant pour les volumes de déchets produits que pour la qualité des conditionnements. Ainsi le volume global des déchets conditionnés B et C produits à UP_3^* par tonne d'uranium retraité était d'environ 1.500 litres en 1991, valeur comparable à celle du volume actuel du combustible non retraité conditionné. Il est attendu une diminution d'un facteur 3 d'ici l'an 2000. Ces réductions de volume résulteront de modifications dans le traitement et dans le conditionnement de déchets : par exemple de la suppression du bitumage et du remplacement de la cimentation des coques et embouts en vrac, par un compactage. Cela illustre **la capacité d'évolution qu'offre le retraitement**, même si l'on peut considérer que l'intérêt de la réduction de volume est de nature plus économique que de sûreté. Cet intérêt économique existe dans la mesure où le coût des traitements de réduction de volume est inférieur au gain espéré sur les opérations d'évacuation finale du déchet (transport, entreposage, stockage).

Au plan de la sûreté, la réduction de volume s'accompagne généralement d'une meilleure homogénéisation du déchet (cendres d'incinération, par exemple), ce qui est un facteur très favorable vis à vis de la sûreté. Elle permet de meilleurs conditionnements. Des colis moins nombreux peuvent aussi ultérieurement permettre d'envisager une gestion améliorée, par exemple l'utilisation de surconteneurs si cela était jugé souhaitable.

* Terme défini dans le glossaire

Les améliorations apportées dans la conduite du retraitement pour réduire les pertes en plutonium dans les déchets sont justifiées essentiellement par le souci **d'une optimisation globale de la sûreté du retraitement**. On pourrait concevoir à l'inverse une stratégie du retraitement fondée, au même titre que la stratégie du non-retraitement, sur la conviction que l'enfouissement géologique apporte une protection suffisante pour n'importe quelle quantité de plutonium contenue dans les déchets. Un objectif à 95 % de récupération du plutonium pourrait, par exemple, permettre de réduire très significativement le coût du retraitement.

La stratégie adoptée est à l'opposé de celle-ci puisque les efforts faits au cours de ces dernières années ont permis de ramener de 0,5 % à 0,12 % les pertes globales en plutonium dans les déchets.

C'est donc bien dans cette dynamique d'améliorations des performances que s'est toujours situé le retraitement, ce qui a, d'ailleurs, été à la base des réflexions qui ont conduit, dès les années 70, aux études préliminaires d'un retraitement plus poussé comportant la séparation des actinides mineurs. Cette stratégie reprise dans l'axe 1 de la loi sera développée dans le chapitre 5.

4.1.3 Séparation - Transmutation (Axe 1 de la loi) : Actions possibles pour minimiser les déchets - Où porter les efforts ?

En se limitant ici à l'aspect stratégique, le plan **SPIN***, proposé par le CEA, est fondé sur une approche progressive avec une première phase, baptisée **PURETEX***, incluant des études dont les applications industrielles sont, en principe, envisageables dans les installations existantes dans des délais relativement courts suivant les améliorations (dans les 10 à 20 ans à venir).

Outre les réductions de volume des déchets B par incinération*, minéralisation, fusion et compactage, la réduction de l'activité des déchets B et des rejets fait l'objet d'un ensemble d'études, tant sur le procédé de retraitement lui-même (réduction du sodium et d'ions gênants comme les chlorures et les sulfates) que sur le procédé de vitrification, dans le but d'orienter vers la vitrification des flux de déchets qui sont actuellement bitumés. Le programme **PURETEX*** comporte également des études pour une meilleure récupération du neptunium (jusqu'à 90 % environ) et d'une partie du technétium.

La seconde phase, baptisée **ACTINEX***, comporte un ensemble d'études à long terme qui visent à la séparation et à la transmutation des éléments à vie longue contenus dans les déchets de retraitement. Les opérations, tant de séparation que de transmutation, sont très nombreuses et offrent diverses possibilités de choix, qui ne pourront être faits qu'au vu des résultats des études déjà entreprises (voir chapitre 5) et qui devraient se préciser on l'a souligné précédemment.

* Termes définis dans le glossaire

A titre d'illustration, un exemple du panorama des stratégies possibles de séparation et transmutation est donné sur la figure 4.1. Ce schéma est comparable à celui du programme OMEGA* lancé au JAPON qui est également présenté, à ce jour, comme un support pour les études à mener et non comme un schéma de gestion.

La stratégie SPIN* ne sera pas déterminée uniquement par la faisabilité technique, mais également par les objectifs de sûreté qui sont la motivation de ce programme. Comme il est dit au chapitre 2 sur les finalités de la gestion des déchets relevant de la loi du 30 décembre 1991, ces objectifs de sûreté soulèvent des questions qui sont surtout d'ordre éthique et liées à la connaissance des risques qui devient plus complexe et incertaine au fur et à mesure que l'on se projette dans un futur lointain.

Dans ces conditions, établir aujourd'hui une hiérarchisation des objectifs à atteindre est un exercice très difficile. Une approche simple est fondée d'abord sur les données nucléaires des radionucléides présents (période, rayonnements émis, nocivité) ; ceci permet d'identifier le risque potentiel en fonction du temps d'un stockage de déchets. C'est ce que montre la figure 4.2 pour les actinides dans le cas du non retraitement et de différents stades du retraitement (actuel et poussé).

L'estimation du risque réel doit prendre en compte toutes les données qui permettent d'établir **les critères de sûreté du stockage en "situation de référence" et en "situations hypothétiques"**. Ces données ne sont pas toutes connues ou accessibles à court terme ; on devra donc, comme pour la faisabilité technique, suivre en permanence la progression des connaissances en matière de sûreté des stockages pour ajuster ou infléchir la stratégie d'ensemble (hiérarchisation des priorités des radionucléides à considérer, facteurs de séparation à viser, facteurs de destruction par transmutation ou incinération, entreposages de décroissance envisageables, enfouissement de certains radionucléides à vie longue conditionnés de manière spécifique) et également étudier les mesures à prendre à titre conservatoire en l'attente de l'obtention de ces données.

Figure 4.1

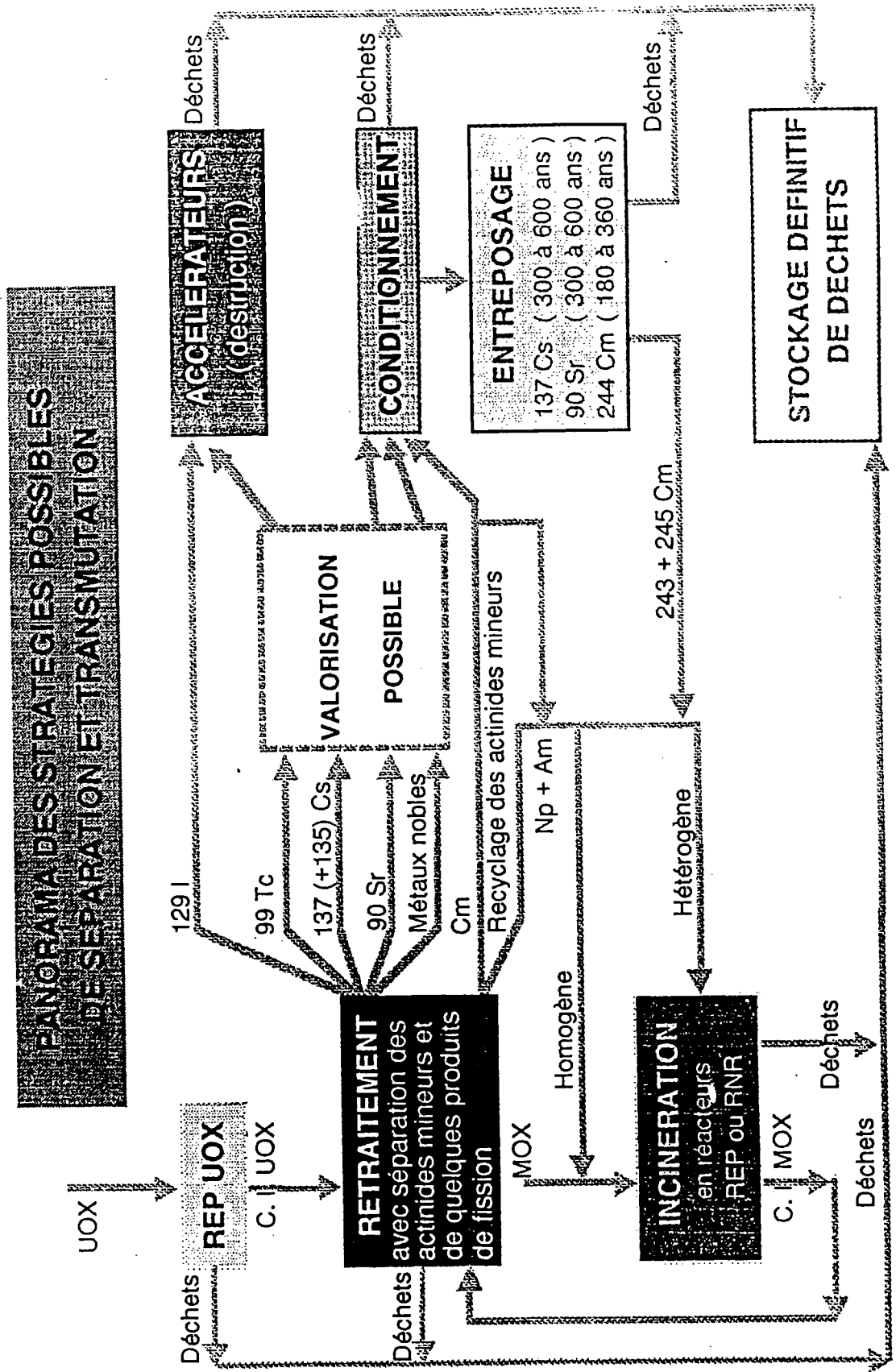
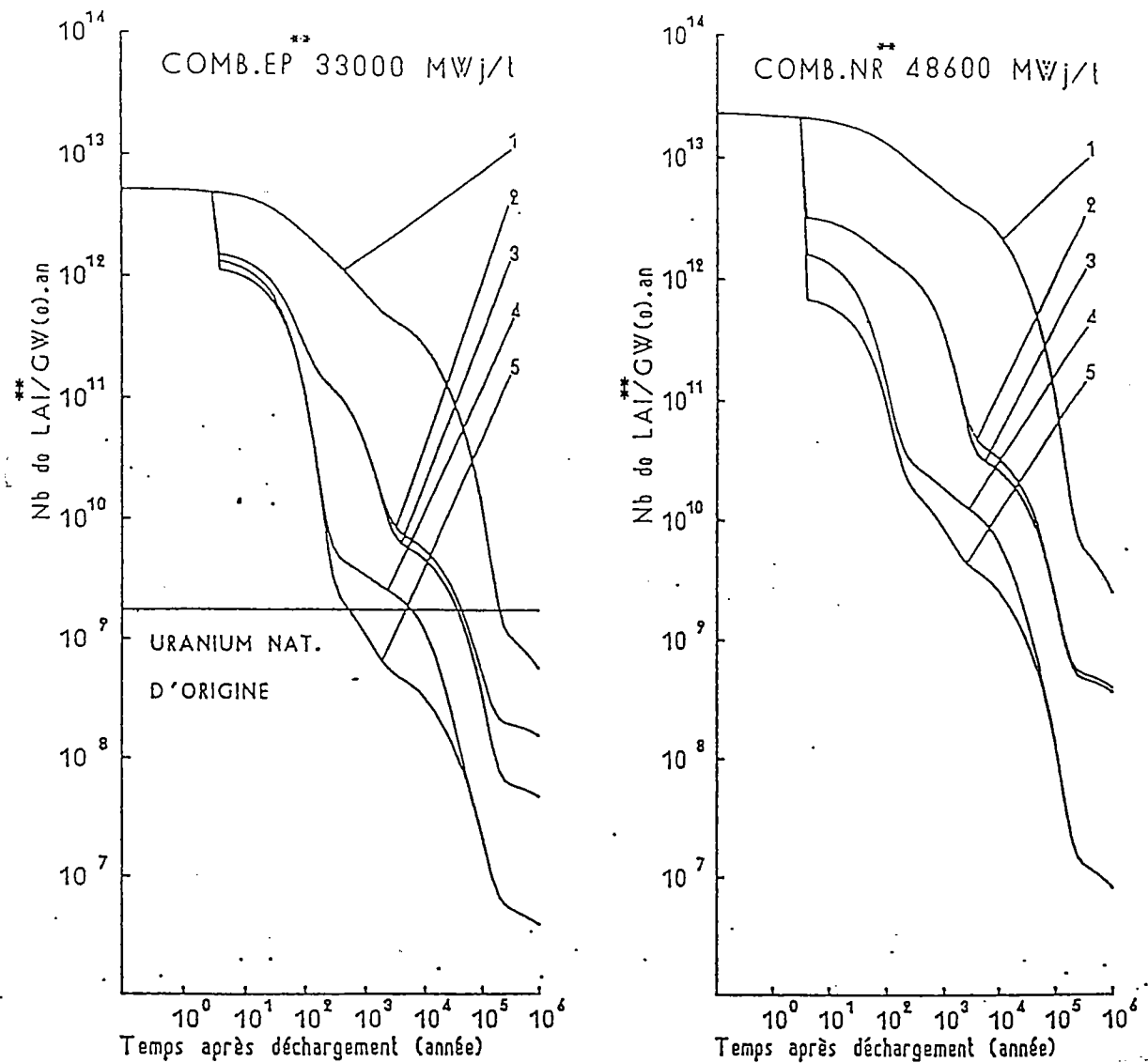


Figure 4.2



Comparaison de l'évolution de la radiotoxicité pour cinq stratégies :

Cas 1 : non retraitement

Cas 2 : retraitement prévu à UP3*

Cas 3 : retraitement poussé : Np extrait à 99 %

Cas 4 : retraitement poussé : Np, Am extraits à 99 %

Cas 5 : retraitement poussé : Np, Am, Cm extraits à 99 %

Extrait du rapport Castaing (1983-1984). Ce type de comparaison a été repris depuis sous diverses formes avec des données peu différentes. (voir annexe 3)

** Combustibles des réacteurs à eau pressurisé (EP)
Combustibles des réacteurs à neutrons rapides (NR)

LAI : Limite Annuelle d'Ingestion

* Aujourd'hui l'extraction du Pu est de 99,88 % et non de 99,5 % comme il était considéré à l'époque.

4.1.4 Le stockage géologique (axe 2 de la loi)

La stratégie globale de la gestion des déchets nucléaires repose aujourd'hui sur la distinction entre les déchets pouvant être stockés en surface, et ceux susceptibles d'un enfouissement en profondeur. En effet, les Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) qui régissent le stockage en surface des déchets radioactifs exigent que leur radioactivité ait décru en 300 ans à des niveaux suffisamment bas pour que les sites de stockage de surface puissent être "banalisés", c'est-à-dire remis à la disposition du public sans contrainte d'usage, donc sans danger pour l'homme et l'environnement. Cela exige que ne soient admis dans ces centres de stockage de surface que des éléments à vie courte ou moyenne (période inférieure ou égale à trente ans), avec une activité massique faible et ne renfermant qu'une très faible quantité de radionucléides à vie longue. La fixation de la quantité maximale d'activité de type alpha dans les centres de surface a ainsi fait l'objet d'une recommandation de la Commission Castaing qui a été ensuite reprise par le Règle Fondamentale de Sûreté III.2.e.

Par définition, les déchets de haute activité et à vie longue ne peuvent donc pas être admis dans les centres de surface. On verra que les efforts de recherche visés par l'axe 1 de la loi ne pourront pas conduire à la disparition complète par Séparation et Transmutation de l'ensemble des déchets des catégories B et C actuels. Les opérations inhérentes à la Séparation-Transmutation (S-T) ou à la Séparation-Conditionnement (S-C), (voir chapitre 5) ne seront jamais totales et elles engendreront des déchets secondaires (en général de la catégorie B) contenant une certaine quantité d'émetteurs alpha ou de produits à vie longue, non acceptables dans les stockages de surface. Il en est de même de certains déchets B actuellement existants, dont la décontamination est envisageable, mais qui ne saurait être suffisamment poussée, avec les techniques actuellement imaginables, pour les rendre justiciables d'un stockage en surface.

Enfin, un entreposage de durée non définie de l'ensemble des déchets B, dans l'attente d'hypothétiques techniques futures de décontamination, poserait plus de problèmes vis-à-vis de la sûreté que leur enfouissement.

Il faut donc se résoudre à considérer que, dans un avenir d'une ou deux décennies, un centre de stockage en profondeur devra être construit en France.

Pour les recherches qui font l'objet de la mission d'évaluation de la Commission, l'ANDRA doit, (en coopération avec le CEA), définir les programmes de recherche, y participer et effectuer toutes études nécessaires à la conception, l'implantation et la réalisation de nouveaux centres de stockage, notamment par la réalisation et l'exploitation de laboratoires souterrains. Pour cet objectif la loi fait référence à la conformité aux règles de sûreté, qui, dans le cas du stockage en formations géologiques profondes, est la règle fondamentale de sûreté III-2 f. qui concerne les déchets B et les déchets C.

Cette règle définit un système de confinement qui, au sens le plus général, est constitué par un ensemble de moyens ou de dispositifs interdisant, ou limitant à un niveau spécifié, le transfert des matières radioactives vers la biosphère. Dans le cas du stockage en formation géologique profonde, le système de confinement est constitué des trois barrières suivantes :

- les colis de déchets : ils sont constitués en général d'une matrice dans laquelle les déchets sont incorporés, l'ensemble étant disposé dans un conteneur et éventuellement dans un surconteneur,
- les barrières ouvragées : elles sont constituées des matériaux de rebouchage des cavités de stockage et des forages, de protection rapprochée des colis, de remblayage des galeries et de scellement des puits d'accès,
- la barrière géologique : elle est constituée par les formations géologiques du site.

Les barrières du système de confinement jouent des rôles complémentaires, la barrière géologique assurant un rôle essentiel, en particulier à long terme. Les études de l'axe 2 de la loi portent sur ces trois barrières ; en particulier, l'étude de la barrière géologique est fondamentale étant donné le rôle essentiel qui lui revient. Pour la phase de post-exploitation, l'objectif fondamental de sûreté concernant le choix du site et la conception du stockage est de :

- 1- limiter, dans la "situation de référence"* , les expositions individuelles selon les principes de radioprotection en vigueur,
- 2- prévenir l'occurrence des "situations hypothétiques"* et limiter leurs conséquences radiologiques éventuelles à des niveaux suffisamment faibles par rapport à ceux susceptibles d'induire des effets déterministes*.

La "**situation de référence**" est définie comme étant l'évolution prévisible du stockage au regard des événements certains ou très probables (impact du stockage sur la géosphère, vieillissement des barrières artificielles, changements climatiques, mouvements verticaux,...). Les "**situations hypothétiques**" résultent de l'occurrence d'événements aléatoires pouvant conduire à des transferts préférentiels de radionucléides entre le stockage et la biosphère (changements climatiques majeurs, mouvements verticaux exceptionnels, séismes intenses, intrusions humaines, défauts de barrières,...).

* Termes définis dans le glossaire

4.1.5 Les choix concernant le conditionnement, l'entreposage et le stockage (axe 3 de la loi)

Le terme "entreposage" a été proposé pour lever l'ambiguïté que crée, en français, le terme "stockage" dont l'acception courante ne distingue pas le "stockage intérimaire", (donc l'entreposage), du "stockage définitif" (l'évacuation géologique).

Au plan stratégique, l'axe 3 de la loi concerne *"l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets"*. Il s'agit donc obligatoirement d'une **phase transitoire ou d'attente avant une solution définitive**, et ceci quelle que soit la durée de cette phase d'entreposage. La "longue durée" de l'entreposage, suivant les termes de la loi, fait l'objet d'interprétations diverses suivant les motivations accordées à cette phase d'attente avant la solution définitive. Certains n'y voient qu'un délai conjoncturel dû à une dérive possible de la réalisation du stockage profond ou des études de l'axe 1 de la loi. La "longue durée" dans ce cas se chiffre en quelques décennies. D'autres considèrent que l'entreposage doit s'insérer dans la stratégie globale comme une étape importante de décroissance des radionucléides à vie moyenne (^{137}Cs , ^{90}Sr) pour permettre ensuite, dans des conditions plus aisées, des traitements spécifiques de ces déchets. Dans ce cas la "longue durée" s'exprime en siècles.

Il est généralement admis qu'il ne faut pas laisser aux générations futures la charge de régler des problèmes pour lesquels nous ne serions pas en mesure de leur proposer une solution ne mettant en oeuvre que des moyens techniques d'ores et déjà maîtrisés. **Le choix d'une stratégie de gestion pose donc des questions d'éthique ; il doit être fait au plan politique après un débat public.** En tout état de cause, les possibilités techniques actuelles doivent servir de support aux réflexions plus générales. Les conditionnements utilisés ou étudiés actuellement, verres, bétons, bitumes, céramiques, polymères, composés cristallisés, font l'objet d'investigations poussées sur leur vieillissement. (voir chapitre 7)

Les verres, étudiés spécialement pour leur stabilité à long terme (plusieurs dizaines de milliers d'années) ne soulèvent pas de problèmes particuliers pour une phase d'entreposage même de plusieurs siècles. On peut rappeler que les colis de verre doivent en toute hypothèse être entreposés durant plusieurs décennies pour refroidissement thermique avant une mise en stockage profond. Des entrepôts, en puits, d'abord ventilés puis refroidis par convection naturelle, ont été conçus, réalisés et sont exploités à Marcoule et à la Hague dans cet objectif.

Les conditionnements utilisés pour les déchets de catégorie A stockés en surface sont étudiés pour avoir une pérennité d'au moins 300 ans, conformément à la réglementation appliquée à ces sites de stockage. On dispose donc, tant pour les enrobages que pour les conteneurs de haute intégrité en développement, de solutions techniques pour répondre à un entreposage de longue durée des déchets B dans la mesure où les entrepôts offriraient des conditions analogues (en particulier au regard de l'accès de l'eau) à celles des sites de stockage de surface de l'ANDRA.

Cette pérennité de 300 ans n'étant pas assurée pour tous les déchets B actuels, des études sont nécessaires, tant pour de nouveaux conditionnements que pour la conception des entrepôts.

De nouvelles matrices* (céramiques*, apatites*, ou autres formes minérales) pourraient offrir d'excellentes performances de longévité et trouver leur application au conditionnement de déchets anciens encore entreposés en vrac ou de déchets spécifiques issus des séparations envisagées dans le programme SPIN*.

Des études sont également à poursuivre sur la physico-chimie des interfaces déchets-conteneur et conteneur-environnement d'entreposage.

S'agissant de certains combustibles non retraités, l'entreposage a été très étudié dans de nombreux pays où il est majoritairement pratiqué ; cet entreposage peut avoir lieu en piscine ou à sec (voir chapitre 7).

En France, les combustibles irradiés en attente de retraitement sont entreposés en piscines et certains combustibles des réacteurs ou de la propulsion navale dont le devenir n'est pas encore formellement décidé sont stockés à sec dans des puits ventilés dans l'installation CASCAD à Cadarache. Cette question posée en termes de "longue durée" nécessite une clarification par les organismes responsables.

4.2 LES STRATEGIES DE LA GESTION DES DECHETS A L'ETRANGER

Bien que la Commission n'ait pas eu le temps matériel d'examiner en détail les différents programmes nationaux, les stratégies suivies et les recherches en cours, la situation relative aux principaux pays activement engagés dans la gestion des déchets radioactifs à vie longue est présentée brièvement dans l'annexe 4, de façon à fournir quelques éléments de perspective permettant de situer le programme français dans un contexte plus large. L'annexe 4 contient également une description sommaire des activités des organisations internationales dans ces domaines.

Un certain nombre d'éléments sont à retenir en ce qui concerne les programmes étrangers :

- Depuis une quinzaine d'année environ une priorité de plus en plus importante est accordée à la gestion des déchets à vie longue, notamment à la recherche de solutions définitives, ne serait-ce que pour montrer que des solutions sûres et réalisables avec les techniques et les technologies actuelles peuvent être mises en oeuvre pour les stocks de déchets déjà existants.

* termes définis dans le glossaire

- Cette gestion est fortement influencée par le choix d'un cycle avec ou sans retraitement pour le combustible nucléaire usé. A l'heure actuelle, la gestion des déchets n'intervient pas en premier lieu dans ce choix. Ainsi les déchets équivalents aux déchets de type C français seront soit des produits de fission vitrifiés (Japon, Royaume-Uni), soit des combustibles usés avec la totalité de leur inventaire radioactif (Canada, Etats-Unis, Suède notamment).
- Les considérations principales qui interviennent dans la gestion des déchets à vie longue sont non seulement techniques et scientifiques, mais aussi d'ordre social et politique avec un intérêt croissant de la part du public et de ses représentants à divers niveaux.
- C'est dans ce contexte qu'ont été créés dans de nombreux pays des organismes analogues à l'ANDRA, privés, publics ou semi-publics, chargés de mettre sur pied des stratégies de gestion reposant sur des programmes de recherches orientés principalement sur le stockage géologique des déchets à vie longue. (Ex : ONDRAF* en Belgique, ENRESA* en Espagne, NIREX* au Royaume-Uni, SKB* en Suède et CEDRA* en Suisse).
- Des laboratoires souterrains ont été ouverts notamment en Belgique dans l'argile, au Canada, en Suède et en Suisse dans le granite et en Allemagne dans le sel à des fins de recherche sur les propriétés spécifiques des roches et sur les moyens de les étudier, en vue de leur utilisation comme roches d'accueil pour des stockages profonds. Des programmes en coopération sont en cours dans tous les laboratoires.
- Aux études de sites sont très souvent associées des analyses de sûreté de plus en plus spécifiques, qui permettent à la fois d'identifier les éléments les plus importants en matière de sûreté, les incertitudes les plus notables, et par conséquent, les priorités en matière de recherche. La tendance est en faveur "d'analyses intégrées" propres à des sites particuliers, portant sur l'ensemble du concept multi-barrières, et représentatives dans toute la mesure du possible de la sûreté réelle d'un stockage.
- Les calendriers des programmes nationaux prévoient, pour les plus avancés ou les plus optimistes, l'ouverture de dépôts profonds vers 2010 environ, en priorité pour les déchets de type B, et pour les déchets de type C les plus anciens. En général, un entreposage préalable de plusieurs dizaines d'années est toujours envisagé pour les combustibles irradiés ou les produits de fission vitrifiés.

* Termes définis dans le glossaire

- Enfin, des études de séparation/transmutation des radionucléides à vie longue, notamment des actinides, sont en cours dans certains pays (Japon principalement) dans le cadre de recherches à long terme. Aucun pays ne considère cependant que la mise en oeuvre d'une stratégie de séparation et de transmutation sera de nature à remplacer totalement le concept de stockage géologique qui restera vraisemblablement indispensable pour un large éventail de déchets résiduels.
- D'un point de vue stratégique, il est possible de discerner une certaine convergence de la part des pays avancés en faveur d'une mise en oeuvre progressive et prudente du stockage géologique des déchets à vie longue, fondée sur des programmes de recherches approfondis, sur des études de sites portant sur une décennie ou plus et sur des analyses de sûreté de plus en plus complètes et fiables.

Ces diverses considérations s'appliquent évidemment à la gestion future des déchets et ne portent pas sur l'analyse de situations héritées du passé qui ne sont pas représentatives de la technologie ou des objectifs actuels.

4.3 RECOMMANDATIONS RELATIVES AUX STRATEGIES GENERALES DE LA GESTION DES DECHETS

Nous nous bornerons ici à **quelques recommandations d'ordre stratégique**, celles spécifiques à chacun des trois axes de la loi seront traitées dans les chapitres 5, 6 et 7 correspondant à chacun des trois axes.

Comme il a été dit précédemment, les besoins de clarification sont importants et fondamentaux mais une telle clarification ne peut être apportée que progressivement par l'avancement des connaissances, tant au plan des études de sûreté que de la faisabilité technique. **A partir d'un plan stratégique global, il sera nécessaire par itérations successives d'affiner une stratégie qui soit, pour chaque axe, le meilleur compromis entre les objectifs souhaitables et les possibilités réelles d'application à une époque donnée.**

Pour ce faire, une réflexion stratégique d'ensemble devra être maintenue en permanence et faire l'objet de discussions entre les divers acteurs techniques et les autorités réglementaires ou institutionnelles. La mission d'évaluation confiée à la Commission Nationale d'Evaluation doit faire avancer et affiner cette réflexion stratégique.

4.3.1 Axe 1 de la loi

Il serait souhaitable qu'au regard notamment de critères tels que ceux utilisés à la figure 4.2, il se dégage le plus vite possible, compte-tenu d'un niveau donné de risque que l'on vise à différentes époques du futur (1.000 ans, 10.000 ans, 1 million d'années) :

- a) une hiérarchisation des radionucléides à considérer,**
- b) une fixation des objectifs quantifiés de séparation et de transmutation par radionucléide.**

Ces objectifs doivent être évalués en tenant compte des conditions réelles de stockage et pas uniquement du risque potentiel associé à la radiotoxicité des déchets qui ne constitue qu'une référence de base.

A partir de ces données pourront être déduites des orientations stratégiques sur l'insertion de phases d'entreposages ou de conditionnements spécifiques d'éléments séparés.

4.3.2 Axe 2 de la loi

En se limitant à l'aspect stratégique et sans reprendre les besoins en données liées au stockage nécessaires à la définition de l'axe 1, on peut considérer que les besoins de clarification sont essentiellement d'ordre temporel :

- a) durées clés à prendre en compte pour la sûreté du stockage (au delà des 1.000 ans et 10.000 ans cités dans la RFS III 2 f).**
- b) durée de l'intégrité de confinement des colis (terme source) et de rétention des barrières ouvragées et géologiques.**

De même, pour la **réversibilité** du stockage, la loi ne précise pas la durée à prendre en compte. La reprise éventuelle des colis stockés en profondeur suppose tout d'abord que ces colis aient conservé leur intégrité pour permettre leur manutention ; ce problème rejoint les questions déjà posées ci-dessus et celles qui concernent l'entreposage (voir chapitre 7).

L'ANDRA a fourni à la Commission Nationale d'Evaluation un document décrivant son approche vis-à-vis de la doctrine de réversibilité. Elle considère dans le temps plusieurs niveaux de réversibilité suivant l'état dans lequel se trouve le stockage : exploitation, fermeture des accès, et fournit une liste des contraintes techniques sur la conception et la réalisation du stockage.

La réversibilité d'un stockage apparaît toujours possible mais une optimisation des coûts des modifications à apporter pour faciliter la reprise des colis est à faire vis-à-vis des coûts de reprise dans le concept actuel. Ces études seront fortement influencées par la durée fixée à une réversibilité raisonnable.

La Commission estime qu'il faudra clarifier les motivations de la réversibilité et sa durée et souhaite que l'on approfondisse également les conséquences sur la sûreté et les coûts du stockage.

Une clarification serait aussi nécessaire sur la stratégie du **stockage direct** de combustibles irradiés, donc pour lesquels un retraitement ne serait pas envisagé ou assuré. Cette question porte sur la nature et les tonnages de combustibles qui ne seraient pas retraités (réacteurs de recherche, voire de puissance, réacteurs de propulsion navale, MOX* après plusieurs recyclages ?). **L'impact stratégique ne concerne pas que l'axe 2 de la loi mais aussi, et très fortement, l'axe 1 de la loi, en particulier pour les objectifs fixés au programme SPIN*, découlant des données de sûreté du stockage. En effet, si des quantités importantes de combustibles MOX* usés devaient être stockées en profondeur, l'intérêt d'une élimination de radionucléides à vie longue dans les combustibles de première génération (UOX*) disparaîtrait quasi totalement.**

4.3.3 Axe 3 de la loi

On se bornera ici à rappeler :

- que la stratégie d'entreposage est aussi concernée par les perspectives de stockage direct des combustibles, et**
- qu'il est essentiel de clarifier l'expression "de longue durée" appliquée à l'entreposage dans le texte de la loi.**

L'entreposage doit être compatible avec les différents cas spécifiques et avec la confiance dans la sécurité à apporter aux populations concernées.

4.3.4 Recommandations particulières

La Commission est consciente du fait que les recommandations particulières énumérées ci-dessous, en particulier celles qui se réfèrent à des lacunes, peuvent être dues à un manque d'information lié à la limitation du nombre d'auditions qu'elle a pu effectuer dans le délai imparti pour ce premier examen. De même, cette liste n'a pas la prétention d'être exhaustive.

* Termes définis dans le glossaire

La Commission souhaiterait voir compléter son information, ou voir mis en place des moyens d'études, sur les thèmes suivants :

1) **Etude de reprise des déchets déjà conditionnés.** Cette question peut concerner des colis non conformes à un agrément de l'ANDRA, ou l'application dans le futur d'**une autre stratégie de gestion des déchets**. L'idée est de montrer que l'on peut apporter au moins une solution à ce problème.

2) **Etudes itératives de sûreté de stockage dont le besoin a été signalé pour les axes 1 et 2 de la loi, comme indispensable à la clarification des objectifs à atteindre pour ces deux axes de recherche.** Il s'agit pour les deux types de roches, argile et granite, correspondant aux sites étudiés par l'ANDRA, d'exploiter de manière progressive les données acquises sur les sites, et d'évaluer les valeurs de mobilité des radionucléides à vie longue afin de mieux cerner la "radiotoxicité résiduelle".

3) **Problèmes spécifiques posés par certains types de déchets (tritiiés, iode,...).**

Bien que le tritium ne soit pas un radionucléide à longue vie, il se trouve dans certains déchets mélangé à d'autres radionucléides de vie plus longue. Les contraintes de gestion liées à la diffusion du tritium nécessitent une clarification sur les dispositions à prendre pour des déchets mixtes tritiés.

L'iode séparé au retraitement est actuellement rejeté en mer, ce qui est considéré comme une bonne solution du fait de la dilution isotopique apportée par le milieu marin. Dans l'hypothèse d'une limitation ou d'une interdiction de ces rejets, **il paraît souhaitable d'étudier une stratégie de remplacement.**

4) **Dans le cadre de l'axe 1 de la loi, l'approche stratégique itérative nécessite des mises au point périodiques** prenant en compte, au fur et à mesure, l'ensemble de l'acquisition des paramètres liés à la sûreté, à la technique, à l'économie, à la société. Ces synthèses sont dénommées "études systèmes"* .

Une telle étude système a été lancée par la Commission des Communautés Européennes ainsi qu'au Japon. **Une information sur ces études systèmes est jugée très souhaitable.**

5) Dans le but de mieux évaluer la qualité des recherches et la solidité technologique des développements, **la Commission souhaite un complément d'information sur le rythme d'avancement des études, sur l'effort relatif consenti pour les différents sujets de recherche, et une comparaison avec les efforts des autres pays.**

* Terme défini dans le glossaire

6) La Commission a noté l'absence, dans les présentations effectuées jusqu'ici, d'études sur des aspects socio-politiques. La composante d'information et de participation du public est d'une telle importance pour la gestion des déchets radioactifs qu'elle justifie pleinement que de telles études soient présentées à la Commission.

4.4 RECOMMANDATIONS CONCERNANT LE SUIVI DES STRATEGIES DE GESTION DES DECHETS A L'ETRANGER

Partant du constat sur les stratégies de gestion des déchets et les recherches menées à l'étranger, la Commission formule les recommandations suivantes, destinées à fournir des informations complémentaires aux travaux nationaux.

Le suivi systématique par les organismes de recherches de l'évolution de la stratégie doit s'exercer, notamment, sur les aspects suivants :

- les doctrines concernant la réversibilité et l'irréversibilité des stockages,
- les choix relatifs au retraitement ou au stockage direct des combustibles,
- les critères de choix des sites de stockage et les réglementations associées ainsi que les concepts de stockage,
- les démarches retenues pour les analyses de sûreté,
- les aspects environnementaux et éthiques du stockage des déchets radioactifs à vie longue.

La Commission recommande tout particulièrement la poursuite de la participation française aux travaux des instances internationales, la présentation régulière des avancements et des résultats des exercices internationaux ainsi que le développement des coopérations techniques avec les pays conduisant des recherches dans les domaines des 3 axes de la loi.

CHAPITRE 5

AXE 1 DE LOI : SEPARATION -TRANSMUTATION

5.1 INTRODUCTION

Dans son article 4, la loi de 1991 invite à poursuivre des travaux visant la *"recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans les déchets à haute activité et à vie longue"*. Ce thème constitue l'axe 1 des programmes de recherches indiqués par cette loi.

Il s'agit ici de procéder à la **séparation chimique** de certains éléments et radioéléments des combustibles usés en vue de transmuter certains de leurs isotopes radioactifs à vie longue. L'objectif général visé est de réduire les quantités de certains radionucléides à vie longue pouvant présenter des risques à long terme (voire de les éliminer). Comme la dose efficace équivalente qu'un radionucléide peut délivrer à l'homme par incorporation directe est proportionnelle à son activité, laquelle peut décroître ou croître selon le jeu des filiations radioactives, le risque potentiel résultant dépend essentiellement de l'époque du futur à laquelle on se place. On compare habituellement le risque potentiel d'une tonne de combustible usé au risque potentiel de l'uranium naturel qui a servi à la fabriquer. (voir figure 4.2)

A cet égard il faut distinguer ce que l'on appelle le risque potentiel d'un déchet de ce que l'on entend par son risque résiduel. Le risque potentiel est intrinsèquement lié au déchet lui même et se mesure par la somme des radiotoxicités de chacun des radionucléides le composant, chaque radiotoxicité élémentaire étant définie comme le produit d'un facteur de dose par ingestion (exprimé en Sievert/Becquerel) par l'activité ingérée (exprimée en Becquerel). Le risque résiduel, en revanche, tient compte des modalités du stockage des déchets et se mesure par la dose efficace reçue par un individu suite au retour de certains radionucléides dans la biosphère, à diverses époques du futur et dans les conditions précises de tel ou tel scénario de risque. Il dépend des nombreux facteurs qui contrôlent la dissémination des éléments dans l'environnement. Il est clair qu'une réduction du risque potentiel, par modification de l'inventaire initial en radionucléides à vie longue des déchets, conduit en général à celle des risques résiduels. Mais ceux-ci peuvent être également diminués, sans modifier cet inventaire, en renforçant les "barrières artificielles" enrobant ou incorporant les radionucléides, ou bien entourant les colis de déchets, en vue d'assurer pendant de très longues durées un meilleur confinement par rapport à la biosphère. Aussi, le premier point de l'article 4 de la loi, qui traite précisément de l'axe 1, ouvre-t-il une large interprétation qui conduit finalement à deux concepts.

Le premier est le concept **Séparation-Transmutation**, qui consiste à réduire la longévité de certains radionucléides à vie longue en les transmutant en radionucléides à vie courte et/ou moins radiotoxiques. Si ce concept aboutit, il conduira à la stratégie S-T* .

Le second est le concept **Séparation-Conditionnement**, qui consiste à améliorer le conditionnement de certains radionucléides séparés en les utilisant pour préparer des matrices spécifiques qui assureraient alors, soit un excellent confinement (matrice définitive), soit un conditionnement d'attente pour une transmutation ultérieure (matrice d'entreposage). Ce concept conduit à la stratégie S-C* . Il est lié au troisième axe de recherche indiqué par la loi qui insiste sur l'amélioration nécessaire des conditionnements.

Les deux concepts peuvent être développés en même temps et éventuellement devenir complémentaires. Ils ont en commun la nécessité de séparations chimiques spécifiques, intégrées au retraitement des combustibles irradiés, mais allant très au delà du retraitement actuel qui ne sépare que l'uranium et le plutonium.

5.2 QUELS ELEMENTS SONT CONCERNES PAR LES STRATEGIES S-T ET S-C ?

Il convient, dans la recherche d'un retraitement poussé qui ferait suite au retraitement actuel, de **séparer deux catégories d'éléments**.

Il y a d'abord les **actinides dits mineurs, neptunium, américium et curium**, parce que leurs radiotoxicités, qui restent importantes à plus ou moins longue échéance, pourraient se manifester dans le cas de certaines situations accidentelles mettant ces produits directement en contact avec l'homme. Rappelons que dans le retraitement actuel, les autres actinides, uranium et plutonium, sont séparés, et les actinides mineurs renvoyés dans les déchets C de haute activité et à vie longue sous forme de verres nucléaires. Comme le montrent de nombreuses études stratégiques, une réduction significative, au delà de 1 000 ans, de la radiotoxicité des verres actuels passe par **la séparation prioritaire de l'américium**. En effet, l'impact des isotopes du curium sur la radiotoxicité de ces verres ne se manifeste guère au delà de quelques siècles, tandis qu'à l'inverse le neptunium n'a d'effet sensible qu'au delà de 100 000 ans. Comme la majorité du neptunium présent dans les verres à de telles échéances proviendra essentiellement de la décroissance de ^{241}Am , et non du neptunium présent au déchargement, la séparation de l'américium apparaît effectivement prioritaire. Ceci est d'autant plus vrai si l'on a affaire à des verres provenant de combustibles usés "âgés" ou de combustibles MOX* irradiés en réacteurs thermiques ou rapides. **En d'autres termes, il ne servirait pratiquement à rien de séparer seulement le neptunium sans l'américium.**

* Termes définis dans le glossaire

Il y a ensuite certains produits de fission et d'activation à vie longue, qui se retrouvent aussi dans les verres, et dont la séparation se justifie davantage par la réduction du risque résiduel des stockages géologiques que par celle de la radiotoxicité des déchets. En effet, malgré de très faibles facteurs de dose par ingestion (de 100 à 1 000 fois plus faibles que ceux des actinides), ces corps peuvent représenter, à très long terme, la source principale de risque résiduel d'un stockage géologique non perturbé, en raison d'une plus grande mobilité dans l'environnement géologique. On peut citer, parmi ceux-ci, l'isotope 129 de l'iode, qui est actuellement séparé des combustibles et l'isotope 135 du césium. D'autres produits de fission tels que le sélénium, le zirconium, le palladium et le technétium dont les isotopes ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{107}Pd et ^{99}Tc présenteraient un tel risque résiduel dans le cas d'un stockage géologique.

Les éléments ainsi séparés devraient faire ensuite l'objet d'opérations de transmutation (stratégie S-T) ou de conditionnements spécifiques (stratégie S-C), en vue de réduire effectivement les risques potentiels et résiduels à long terme des stockages.

5.3 LA SEPARATION DANS LE CADRE DU RETRAITEMENT POUSSE

Compte tenu des importantes quantités de combustibles irradiés à traiter, toute séparation devra être de nature industrielle, ce qui implique des procédés aussi fiables et simples que possible, minimisant, autant que faire se peut, les doses au personnel ainsi que la production d'effluents et de déchets secondaires. Ces impératifs limitent les choix. Un procédé de séparation industrielle n'étant jamais réalisé à 100%, **les rendements de séparation** à atteindre doivent être un facteur

Dans le cadre de la loi, il convient en premier lieu de rechercher des procédés dont on prévoit que la faisabilité puisse être prouvée avant 2006. C'est pourquoi il est apparu en France raisonnable de se limiter à des procédés dits par voie aqueuse qui passent par la dissolution des combustibles et qui pourraient donc s'intégrer au procédé PUREX actuel. Il existe dans ce domaine une expertise certaine qui porte non seulement sur les techniques mais également sur leurs impacts en termes de dose aux personnels, de rejets et de coûts financiers.

Toutefois il existe d'autres voies, dites par voie sèche, de type pyrométallurgique et/ou pyroélectrométallurgique ou autres qui ont été examinées à l'étranger et en France et qui pourraient retrouver un intérêt dans le cadre de réacteurs à neutrons rapides spécifiques, séparant et transmutant en continu les actinides et les produits de fission (projet IFR* d'Argonne aux États-Unis). La France possède également une expérience dans le domaine de la séparation de l'américium de quantités appréciables de plutonium, développée dans le cadre de ses programmes militaires (désamériciation du plutonium des armes). Cette séparation chimique est cependant différente au plan scientifique et technique de la séparation de l'américium des produits de fission.

Le retraitement poussé ne consiste pas, comme cela a été souligné plus haut, à séparer dans les combustibles irradiés les radionucléides qui posent problème, mais seulement à séparer les éléments chimiques qu'ils représentent. Il laisse en l'état le problème d'une éventuelle séparation isotopique, si elle s'avérait nécessaire pour la S-T. En revanche la séparation isotopique ne se pose pas dans le cadre de la S-C.

Le gain réalisé avec le retraitement poussé n'est effectif que si des progrès substantiels sont réalisés dans la décontamination en corps à vie longue des déchets secondaires qu'il produira, ce qui implique que ceci soit étudié dès maintenant pour les déchets secondaires du retraitement actuel. Le retraitement poussé devrait en principe conduire à des déchets C de haute activité sous la forme de verres débarrassés de la plus grande partie des émetteurs alpha et bêta à vie longue, et présentant de ce fait une radiotoxicité considérablement plus faible à long terme que celle des verres actuels. De plus, on devrait tendre à limiter les émetteurs alpha et bêta à vie longue dans les autres types de déchets secondaires de faible et moyenne activité. Dans sa version idéale, il ne devrait donc plus rester de déchets C de type actuel, et un volume plus faible de déchets de catégorie B. La gestion des déchets du retraitement poussé ne concernerait alors que des déchets C de type nouveau, mis en stockage profond, et des déchets A destinés au stockage en surface ainsi que les corps à vie longue séparés.

* Terme défini dans le glossaire

Il va sans dire qu'il s'agit là d'un objectif très ambitieux, compte tenu d'une amélioration d'au moins deux ordres de grandeur des performances de décontamination actuelle que cela suppose. Aussi, dans un **premier temps**, semble-t-il inéluctable que le retraitement poussé conduise à de nouveaux déchets de type B. En effet même si, dans le meilleur des cas, les performances de séparation des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue atteignent celles de l'uranium et du plutonium, parfaitement maîtrisées, le retraitement poussé produira des déchets renfermant environ 0,1% du plutonium séparé lors du retraitement des combustibles, et probablement le même ordre de grandeur de pourcentage en autres actinides et produits de fission. Dans la S-T s'y ajouteront des quantités d'émetteurs alpha et bêta à vie longue provenant des opérations de préparation et traitement des cibles pour la transmutation, au stade de la fabrication du combustible mixte.

On peut avoir une idée des améliorations attendues en termes de risque résiduel à l'aide des modélisations décrivant le retour à la biosphère des radionucléides dans le cas d'un stockage géologique. Si l'on s'en tient aux analyses qui ont été publiées (par exemple l'exercice PAGIS*) et à celles qui ont été faites ultérieurement, le gain à l'exutoire pour les actinides, par rapport à la situation de stockage direct, ne serait que d'un facteur de quelques unités pour un rendement de séparation de 100% mais serait important pour les produits de fission. Cela résulte du fait que dans ces modélisations, le terme source est contrôlé par la faible solubilité des composés d'actinides, qui constituerait l'étape limitante pour la migration des radionucléides, alors que les produits de fission sont considérés comme plus solubles. Quant au gain en risque potentiel qui, à 10 000 ans par exemple, est déjà, par rapport au stockage direct, de l'ordre de 20 à 30 pour le retraitement actuel, il serait presque égal à 1000 pour un rendement de séparation de 99% pour l'ensemble des actinides⁽¹⁾. Cette analyse suppose que les corps à vie longue séparés soient correctement traités par ailleurs.

Le retraitement poussé ouvre la voie à de nombreuses recherches visant à aller plus loin que la séparation actuelle de l'uranium et du plutonium. La séparation de certains nouveaux éléments, tels que le neptunium et le technétium, nécessitera des modifications relativement mineures du procédé PUREX actuel. Il en est de même pour d'autres éléments comme le zirconium. Pour d'autres ce sera plus complexe et il faudra de nouveaux ateliers. En particulier le verrou à faire sauter est celui de la séparation de l'américium et du curium de la majorité des produits de fission, aux propriétés chimiques quasi identiques (lanthanides), puis celle de l'américium du curium, si elle s'avère nécessaire. Pour le césium et d'autres éléments, un important effort de recherche et développement restera à faire, toujours dans l'optique d'une mise en oeuvre industrielle. S'agissant enfin de la S-T, le retraitement poussé doit comprendre la recherche de procédés visant à préparer ces cibles et à séparer les éléments des cibles irradiées, ce qui requiert des recherches complémentaires.

* Terme défini dans le glossaire

(1) Référence de la figure 4.2 du chapitre 4

5.4 LA TRANSMUTATION

5.4.1 Généralités

La transmutation est le moyen de provoquer la transformation d'un radionucléide, généralement à vie longue, en un ou plusieurs noyaux atomiques différents. On recherche, par là même, dans l'optique de réduire les nuisances à long terme, à le "remplacer" par des noyaux de durées de vie plus courte (ou au contraire stables), dont la radiotoxicité serait réduite ou, en tout cas, décroîtrait plus rapidement que celle du radionucléide initial. Une telle transformation, qui agit au niveau du noyau, est réalisée au cours d'une réaction nucléaire provoquée par l'interaction d'une particule (ou d'un rayonnement) avec le noyau en question. Pour des raisons évidentes, qui tiennent à l'absence de charge électrique, le neutron apparaît comme la seule particule capable d'induire pratiquement de telles réactions nucléaires sur des quantités importantes de produits à transmuter et ce avec un taux de transmutation significatif.

Or c'est précisément ce que l'on recherche pour transmuter, dans des délais "raisonnables", certains corps à vie longue dont des dizaines de kilogrammes sont produits chaque année par un seul réacteur de puissance.

La transmutation impose de disposer des flux de neutrons intenses (10^{13} à 10^{15} n/sec/cm²) que produisent les réacteurs nucléaires de fission eux-mêmes ainsi que les sources dites de spallation alimentées par un accélérateur de grande puissance (10-100 MWé)* produisant des particules ayant une énergie de plusieurs centaines de MeV*. Dans ce dernier cas, les produits sont introduits dans un réacteur sous-critique entourant la cible de spallation. Les deux principales réactions nucléaires de transmutation qui interviennent dans ces **deux types de réacteurs** sont la capture radiative, au cours de laquelle l'isotope de masse supérieure est formé, et la fission.

La **capture** est un processus beaucoup moins efficace que la fission. Elle nécessite, en effet, la consommation d'un neutron et ne dégage pratiquement pas d'énergie. Par ailleurs, elle peut se poursuivre sur des isotopes et isobares successifs jusqu'à ce que l'on atteigne un noyau fissile, pouvant conduire, selon les cas, à un bilan neutronique négatif et à un spectre de noyaux lourds aussi pénalisant que l'était le corps initial en termes de période et de radiotoxicité. Notons cependant que ceci n'est pas le cas des produits de fission, que l'on peut généralement transmuter en noyaux stables (au prix d'un seul neutron en général). En revanche, le processus de **fission** s'accompagne de l'émission nette de plus d'un neutron et d'un dégagement d'énergie utilisable (on sait que ces deux propriétés de la fission sont à la base du fonctionnement des réacteurs). On parle souvent dans ce cas d'incinération, le terme de "transmutation" étant alors réservé au seul processus de capture. Néanmoins on continuera d'utiliser dans ce rapport le terme "transmutation" pour désigner l'ensemble des processus de transformation d'un noyau en d'autres.

* Termes définis dans le glossaire

L'importance relative de la capture par rapport à la fission dépend du spectre en énergie des neutrons et de la nature des corps à transmuter. S'agissant des actinides, un nombre limité d'isotopes seulement (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu et ^{241}Pu) sont fissiles en neutrons thermiques. En revanche, la plupart des actinides sont plus ou moins fissiles en neutrons rapides, la capture pouvant néanmoins l'emporter sur la fission selon les isotopes. Les produits de fission à vie longue, quant à eux, ne sont pas fissiles, et ne peuvent être transmutés que par capture, si possible en neutrons thermiques.

5.4.2 Les conditions de la transmutation

La transmutation en réacteur n'est réalisable que sous certaines conditions et rencontre de ce fait un certain nombre de limitations.

La première est liée à des considérations **d'économie de neutrons**. Dans les réacteurs, les neutrons sont en effet produits au cours des fissions, et l'on sait qu'une fraction seulement d'entre eux est disponible pour induire des transmutations (l'autre servant à entretenir la réaction en chaîne, ou étant perdue par absorption dans divers matériaux ou hors du coeur du réacteur). Cette fraction dépend de l'inventaire en radionucléides du coeur, du type de réacteur et du niveau de flux (en raison de la compétition entre décroissance naturelle et transmutation pour certains noyaux). Des considérations exposées ci-dessus, il ressort que la transmutation des actinides apparaît, du point de vue de l'économie de neutrons, plus efficace en réacteur à neutrons rapides (RNR)* qu'en réacteur à neutrons thermiques (REP)*. La transmutation de produits de fission à vie longue, par capture, nécessite un dispositif particulier dans lequel la majorité des neutrons soient affectés à cette tâche et thermalisés. Deux voies sont actuellement explorées: un RNR dont les neutrons seraient thermalisés pour certains assemblages contenant les produits de fission à vie longue, ou un réacteur sous-critique piloté à l'aide d'une source de spallation (appelé également système hybride).

La seconde est liée à **l'inventaire du coeur** et plus généralement aux contraintes découlant des opérations du cycle hors réacteur. Ainsi l'addition de certains corps "neutrophages" tels que ^{237}Np ou ^{241}Am dans un réacteur thermique diminue la réactivité, et cette diminution doit être compensée par un surenrichissement. Par ailleurs, cette introduction a en général pour effet de réduire les marges de sûreté et de contrôle du réacteur, ce qui conduit à limiter les concentrations d'actinides que l'on peut introduire. Il en est ainsi de la concentration maximum de plutonium que l'on peut introduire dans les REP, ce qui, compte tenu de sa dégradation isotopique, limite le nombre de recyclages possibles du point de vue de la sûreté. Enfin, d'autres contraintes sont liées aux opérations du cycle (retraitement et fabrication de combustibles).

* Termes définis dans le glossaire

Il peut s'agir par exemple de problèmes de dégagement de chaleur résultant d'une trop forte concentration de ^{238}Pu , ainsi que de dose d'irradiation causée par des neutrons produits dans les matières nucléaires par des réactions (α, n) sur des corps légers ou par fission spontanée (par exemple manipulation du curium).

La troisième concerne le **multirecyclage**. Lorsque l'on soumet une certaine quantité d'actinides à un flux de neutrons dans un réacteur, on atteint au bout d'un certain temps une situation de quasi-équilibre entre production et destruction d'actinides. Selon que l'inventaire initial est inférieur ou supérieur à cet inventaire d'équilibre, on parlera de stabilisation d'inventaire ou de destruction, la période transitoire étant caractérisée par une constante de temps qui peut se chiffrer en dizaines d'années.

A ce stade, on distingue deux modes d'insertion des actinides dans un réacteur. Le premier est le **mode homogène** dans lequel les actinides sont mélangés intimement avec un support dans les assemblages, généralement sous forme d'oxydes mixtes (MOX). Comme le temps de séjour de ces assemblages dans le réacteur est limité par des considérations de fonctionnement, reliées au taux maximum de combustion que l'on peut atteindre, on est amené à recycler les matières plusieurs fois avant d'atteindre cette situation de quasi-équilibre.

Bien évidemment le temps pour l'atteindre au cours des recyclages multiples est augmenté des temps "morts" nécessités par les opérations hors-réacteur (refroidissement, retraitement, fabrication de nouveaux combustibles). A titre d'exemple, l'autorecyclage des actinides mineurs dans un réacteur rapide conduirait à une stabilisation caractérisée par une valeur de concentration de l'ordre de 0,5% atteinte au bout d'environ 50 ans. Le deuxième mode d'insertion consiste à introduire les actinides sous forme de cibles individualisées dans des assemblages spécifiques. Ce mode de **recyclage hétérogène** permet de découpler les opérations de chargement et de déchargement du réacteur de la gestion de ces cibles, ainsi que de réduire la production d'actinides par le recours éventuel à des matrices inertes. Beaucoup moins étudiée que le recyclage homogène, cette option permettrait donc en principe d'optimiser la composition, la position, et le temps de séjour de ces cibles dans le réacteur, ce qui améliorerait les performances de transmutation.

5.4.3. Les gains espérés

La transmutation en réacteur conduit en général à la stabilisation des inventaires d'actinides. Une situation de quasi-équilibre peut ne pas être accessible pour des raisons techniques, de sûreté ou simplement économiques. Ceci est le cas par exemple du multirecyclage du plutonium envisagé dans les REP. A supposer qu'on puisse effectivement atteindre cette situation de quasi-équilibre (ce qui est a priori le cas des réacteurs à neutrons rapides), de nombreux recyclages, de même qu'une durée pouvant se chiffrer en plusieurs décennies, sont en général nécessaires.

Cette stabilisation présente l'avantage de "décorreler" la production de déchets à vie longue (hors produits de fission) de celle d'électricité, réduisant du même coup l'impact environnemental de cette production. Cet avantage ne doit évidemment pas être annulé par une production de déchets secondaires trop contaminés par des actinides lors des opérations successives de recyclage. Ce qui renvoie aux performances que l'on attend du retraitement poussé et que l'on a discutées au paragraphe précédent.

L'importance des contraintes décrites ci-dessus dépend évidemment du type de réacteur (REP, RNR, réacteur sous-critique) ainsi que de la nature des combustibles utilisés (par exemple uranium, plutonium, thorium). Une évaluation détaillée de ces systèmes sous l'angle de la transmutation reste aujourd'hui encore largement incomplète.

5.5 STRATEGIES ET ORIENTATIONS DES RECHERCHES ENVISAGEABLES

Les orientations des recherches, menées sur les deux thèmes scientifiques ci-dessus, dépendent beaucoup de la vision que l'on a des conditions du développement effectif d'activités industrielles de retraitement poussé et de transmutation. Un tel déploiement dépendra aussi dans une large mesure de l'importance du nucléaire comme source d'énergie, en France, mais aussi à l'étranger, et des options techniques de filière qui seront retenues.

Ce contexte, qui n'est pas seulement énergétique mais aussi socio-politique, orientera très vraisemblablement la nature et l'importance des efforts de recherche et développement qui seront consentis pour résoudre la question de l'impact à long terme des déchets.

Plusieurs stratégies sont effectivement possibles, qui ont un effet différent sur l'impact à long terme des déchets produits.

Ainsi la simple utilisation d'un parc REP standard avec stockage direct des combustibles usés correspondrait à un nucléaire limité dans le temps, consommant peu de ressources et produisant peu de déchets mais avec une radiotoxicité dans le stockage correspondant non seulement à la totalité des actinides mineurs mais aussi au plutonium et ses descendants. Puis, l'utilisation d'un parc de REP standard avec recyclage partiel du plutonium correspondrait à une situation énergétique d'attente avec maintien d'une activité et d'une compétence industrielle. C'est la situation actuelle de la France qui a dû adopter une telle stratégie dans les années 80, lorsqu'il est apparu que le déploiement des RNR n'était pas au rendez-vous, tandis que la production de plutonium devenait une réalité industrielle à la Hague.

Une étape qualitative est franchie dès lors qu'il apparaît que le nucléaire se développe d'une manière significative au plan mondial, à telle enseigne que se pose à terme un problème de ressources et de déchets. Diverses options long terme sont alors envisageables, la plus communément admise étant le recours à l'utilisation du plutonium dans les RNR, avec ou sans surrégénération, couplée avec celle de l'uranium enrichi (et éventuellement du plutonium) dans les REP. Dans ce cas, le maintien des inventaires d'actinides (y compris éventuellement du plutonium) dans le parc à un niveau d'équilibre peut devenir nécessaire, et la transmutation ferait alors partie intégrante du système de production électrique. Une autre possibilité serait de construire en parallèle une filière distincte, affectée à la gestion des déchets à vie longue (actinides, produits de fission), et qui pourrait éventuellement produire de l'énergie. Cette filière pourrait alors faire appel à des réacteurs à neutrons rapides du type "actinide burner"⁽²⁾ et/ou à des systèmes hybrides consacrés aux produits de fission. Ce concept à deux strates est actuellement à l'étude au Japon.

Si l'on s'écarte du cycle uranium-plutonium, l'utilisation du thorium, dans des réacteurs ou dans des systèmes hybrides, pourrait également, dans ce contexte de développement fort du nucléaire, représenter une option permettant de réduire, ou du moins de modifier, l'impact à long terme des déchets produits, tout en conservant au mieux les ressources. La préoccupation "déchets" serait également intégrée à la production d'énergie.

(2) Proposé notamment par les Japonais, voir "Proceedings of the Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Separation and Transmutation, OCDE/NEA, Mito City, Japan, November 6-8, 1990

Une possibilité enfin, qui est avancée principalement par un groupe de chercheurs du laboratoire national américain de Los Alamos⁽³⁾ est celle d'un incinérateur d'actinides (principalement de plutonium) qui aurait la capacité de réduire leur radiotoxicité dans des temps beaucoup plus courts que ceux que l'on rencontre avec les systèmes classiques. La faisabilité d'un tel concept, basé sur un système hybride à haut flux de neutrons (de l'ordre de 10^{16} n/sec/cm²), doit évidemment être évaluée.

Dans l'état actuel des performances des techniques de séparation, qui sont cruciales dans un système de recyclage, la production de déchets C (et éventuellement B) contenant des corps à vie longue rendra indispensable un stockage en profondeur. En effet, la décontamination de ces "déchets ultimes" ne sera très vraisemblablement jamais suffisante pour un simple stockage définitif en surface.

De plus, il subsistera dans les diverses installations du cycle du combustible, même si une situation de quasi-équilibre est atteinte, un inventaire de corps à vie longue qu'il faudra "évacuer" lors des opérations de fermeture et de démantèlement de ces installations. Ainsi, quelles que soient les options adoptées, le stockage profond apparaît en facteur commun et comme incontournable; seule la nuisance à long terme du stockage dépendra de l'option choisie.

5.6 BILAN DES RECHERCHES EN COURS SUR LA SEPARATION

Les recherches conduites en France sur le retraitement poussé relèvent essentiellement du CEA où sont implantés les laboratoires, pilotes chimiques et installations adéquates pour travailler en actif. Cependant, une activité complémentaire de recherche fondamentale dans certains domaines relatifs à la séparation est également menée au sein d'équipes de recherches du CNRS. La plupart d'entre elles sont coordonnées au sein d'un Groupement de Recherches comprenant la Direction du Cycle du Combustible (DCC) du CEA, l'Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (IN2P3) et le Département Sciences Chimiques (DSC) du CNRS et l'ANDRA. Ce Groupement de Recherches (GDR) est intitulé "Physicochimie des Actinides et autres Radioéléments en Solutions et aux Interfaces" (PRACTIS).

La loi de 1991 a représenté une forte motivation au démarrage d'un programme de recherches à caractère fondamental sur les déchets au CEA et ailleurs. Pour sa part, le CEA lançait dès 1992 un programme couvrant l'axe 1 de la loi. C'est le programme SPIN* qui comprend deux volets : PURETEX*, visant le court et moyen terme (amélioration de certains procédés de l'usine de la Hague) et ACTINEX* visant le long terme et qui concerne notamment les recherches sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission.

(3) C.D. Bowman et al., Nuclear Instruments and Methods, A320 (1992) 336-367, 1992

PURETEX* vise tout d'abord à la réduction du volume des déchets B, à la séparation partielle du neptunium et du technétium ainsi qu'à d'autres modifications du procédé PUREX* qui seront intégrées dans ACTINEX*. Il s'agit en particulier de changements de réactifs et de méthodes d'analyses, d'améliorations du traitement de l'iode et de la recherche d'une meilleure séparation du Pu (à 99,88%) conduisant à une pureté accrue. Ce point est important pour son utilisation ultérieure du point de vue de la radioprotection.

ACTINEX* a deux volets correspondant à la séparation des éléments évoqués ci-dessus et à leur incinération. Pour ce qui concerne le premier point un schéma de retraitement poussé cohérent avec l'utilisation du procédé PUREX* a été établi. Il est fondé comme PUREX* sur l'utilisation de l'extraction par solvant. Il s'agit d'utiliser des molécules qui permettent le passage sélectif des éléments d'une phase (aqueuse) dans une autre (organique) et vice versa.

La coextraction du **neptunium** à partir des solutions de dissolution des combustibles irradiés, qui est actuellement de 70%, semble pouvoir être portée à 90%, et sa récupération à 99 % semble possible. Il faudrait valider cette prévision en situation de pilote et en situation réelle à La Hague.

Un effort important concerne la **séparation de l'américium et du curium** des lanthanides à partir des solutions actuelles de produits de fission. Pour faciliter la gestion des déchets secondaires par rapport à ce qu'elle est aujourd'hui, il convient de limiter les produits de dégradation du solvant à des composés très simples comme l'eau et le gaz carbonique, en utilisant de nouvelles molécules extractantes qui peuvent fonctionner avec les conditions d'acidité du procédé PUREX*, bien adaptées aux contraintes industrielles. Ce souci de séparer sans produire de résidus dus à la régénération des solvants et difficiles à conditionner, est nouveau.

Dans un premier temps il s'agit d'utiliser des diamides*, molécules que l'on peut façonner pour augmenter leurs performances d'extraction, mais qui ne distinguent pas les actinides des lanthanides. Elles extraient donc les deux familles (les lanthanides représentent 1/3 des produits de fission et sont 50 fois plus abondants que l'ensemble américium et curium). Le procédé DIAMEX* a été expérimenté sur des solutions réelles de produits de fission d'un combustible MOX* avec une molécule de diamide particulière qui a conduit à un rendement d'extraction de 99,5%. On peut ensuite récupérer les éléments extraits dans une solution aqueuse. Les traces des autres actinides sont aussi séparées, ce qui est bien, mais d'autres éléments indésirables sont également extraits. Pour y remédier des pistes sont explorées. Cela complique le procédé qui devient un peu plus tendu. Les recherches sur cette étape doivent être poursuivies avec force en particulier dans l'optimisation du choix des molécules de diamides.

* Termes définis dans le glossaire

Dans un deuxième temps il s'agit d'utiliser des molécules qui reconnaissent séparément les actinides des lanthanides pour les séparer. C'est là que les affaires se compliquent pour trouver des molécules à la fois sélectives et qui possèdent des propriétés d'extraction suffisantes. Deux familles de molécules extractantes sont à l'étude au niveau du laboratoire et des pistes intéressantes sont explorées pour exacerber leur sélectivité. Les recherches sur cette étape sont moins avancées que sur l'étape précédente. Elles doivent être fortement développées dans le même sens que précédemment.

Enfin, dans un troisième temps, il s'agit, pour séparer l'américium du curium, d'utiliser des molécules qui reconnaissent séparément les deux éléments aux propriétés tellement proches que le problème devient très délicat. Une famille de molécules est à l'étude au niveau du laboratoire. Ici une autre voie très originale, mais très "pointue" à mettre en oeuvre pour des questions de cinétique, est ouverte. Elle consiste à oxyder l'américium, ce qui différencie alors radicalement son comportement de celui du curium, (et même des lanthanides). C'est le procédé "SESAME". Dans ces conditions, la séparation américium/curium (ou la séparation américium/curium et lanthanides) devient classique eu égard au choix des molécules extractantes, que l'on peut choisir selon le critère "CHON"* (c'est à dire ne renfermant que carbone, hydrogène, oxygène et azote). Les conditions étroites de l'oxydation de l'américium et de sa stabilisation sous cet état sont étudiées, avec succès pour l'instant. Pour mettre en oeuvre cette voie il faut impérativement se débarrasser d'abord du ruthénium, ce que l'on sait faire. Il faut poursuivre dans cette voie prometteuse.

On voit que **la séparation des actinides et des lanthanides, puis la séparation entre eux** est un point dur du retraitement poussé. A côté du procédé DIAMEX*, il existe aujourd'hui d'autres procédés en voie aqueuse pour réaliser la séparation américium/curium/lanthanides des produits de fission. Ceux-ci sont développés aux Etats-Unis (procédé TRUEX*), au Japon, et conjointement en Chine et à l'Institut des Transuraniens de la Communauté Européenne à Karlsruhe. Ces procédés, comme d'ailleurs le procédé PUREX*, utilisent tous des molécules contenant du phosphore, dont on sait qu'il conduit à des résidus plus ou moins difficiles à inclure dans les verres. Hormis ce point important, chaque procédé a ses contraintes et ses avantages. Les contraintes de certains de ces procédés ne facilitent pas leur industrialisation. Enfin, une séparation américium-curium des lanthanides pourrait être réalisée en s'appuyant sur le procédé TALSPEAK*, qui utilise encore des molécules contenant du phosphore et nécessite de travailler dans des milieux peu acides, ce qui n'est guère favorable à une mise en oeuvre industrielle. En outre, ce procédé a le défaut d'extraire les lanthanides, alors qu'il est plutôt souhaitable d'extraire les actinides, qui sont minoritaires.

* Termes définis dans le glossaire

Pour ce qui concerne maintenant les **produits de fission** le CEA travaille sur la séparation du technétium, qui se présente de façon favorable pour la partie dissoute dans les solutions de dissolution du combustible (plus de 90% peut être extrait à la Hague). Mais ensuite il se répartit dans plusieurs flux ce qui complique sa récupération et surtout une partie (de 30 à 50%) reste sous forme insoluble à l'état solide dans les fines de dissolution. Beaucoup de recherches restent à conduire pour séparer cet élément dont le comportement dans le procédé n'est pas encore bien connu. Il a des interférences avec le zirconium, le plutonium et l'uranium. En principe le zirconium pourrait être récupéré dans le schéma du procédé PUREX. Il reste à le montrer. On connaît peu d'éventuels procédés pour extraire les autres produits de fission (Se, Pd). Pour séparer le césium en fin de procédé des solutions d'où l'on aurait extrait les autres éléments, on disposerait de molécules très spécifiques pour cet élément, les calixarènes*. Elles ont donné de bons résultats au laboratoire sur des solutions modèles. Par ailleurs ces molécules peuvent être utilisées à des fins de séparation césium/sodium dans des effluents et c'est dans ce sens qu'elles ont été très étudiées.

Au total il apparaît que le retraitement poussé par "voie aqueuse", sur laquelle le CEA a concentré ses efforts de développement, offre de réelles possibilités d'aboutir industriellement. Grâce à une bonne maîtrise des opérations d'extractions par solvant, la faisabilité scientifique de la première étape de la séparation actinides/lanthanides a été démontrée sur des solutions de haute activité. Toutefois, seules les séparations faisant appel à des procédés dérivés de PUREX pourraient être mises en oeuvre rapidement à La Hague, notamment la séparation du neptunium et certains essais de séparation du technétium.

Pour les autres éléments qui nécessitent soit des procédés différents de ceux utilisés dans PUREX, soit des molécules extractantes à découvrir, les recherches sont au stade du laboratoire Haute Activité pour la coextraction de l'américium, du curium et des lanthanides et au stade de recherches fondamentales dans les autres cas et pour les autres éléments. Il est vrai qu'elles n'ont commencé qu'il y a trois ans.

5.7 BILAN DES RECHERCHES EN COURS SUR LA TRANSMUTATION

Tout comme la séparation, la transmutation fait partie du programme SPIN*, en ce qui concerne le CEA. Il existe également une activité de recherche sur ce thème, identifiée à l'intérieur de l'IN2P3 dans le programme spécifique PRACEN* (Programme de Recherche sur l'Aval du Cycle ElectroNucléaire), qui couvre un certain nombre de recherches à caractère fondamental sur l'aval du cycle. Ce programme focalise ses efforts sur des études de base en relation avec les systèmes hybrides.

* Termes définis dans le glossaire

L'effort principal, qui est mené depuis plusieurs années non seulement au CEA mais également dans les secteurs principaux de l'industrie nucléaire, et qui ne concerne pas le programme SPIN*, porte sur le **recyclage du plutonium dans les REP** (études de combustible, de réacteur et de stratégie). En effet, comme le plutonium est le principal responsable du risque potentiel à long terme des combustibles usés, et que sa séparation chimique est acquise à travers l'option retraitement, son recyclage en réacteur peut être considéré comme partie d'une stratégie S-T plus large. En l'absence de déploiement industriel des réacteurs à neutrons rapides, un recyclage, partiel à ce jour, est entrepris dans un certain nombre de REP, bien que cette option soit loin d'être optimale du point de vue physique. Cet effort de Recherche et Développement (R&D) participe à la conception d'un nouveau type de réacteur appelé à remplacer les réacteurs actuels dans les premières années du siècle prochain.

Par ailleurs, la possibilité d'incinérer le **plutonium dans les réacteurs à neutrons rapides** est étudiée dans le programme CAPRA* (Consommation Accrue de Plutonium dans les Rapides) du CEA. Les études portent sur des calculs de cœur qui seraient chargés avec de nouveaux combustibles contenant moins d'uranium, voire utilisant des matrices inertes, en vue de se rapprocher de la valeur maximum théorique d'incinération de 110 kg/TWh(é). Des mesures de neutroniques sont menées sur l'installation MASURCA* de Cadarache pour étudier l'effet des modifications apportées aux couvertures. Un programme expérimental d'irradiation d'aiguilles est enfin mené auprès de Phénix et Superphénix, comme partie intégrante de l'étude de ces nouveaux types de combustibles (programme SUPERFACT* notamment).

S'agissant de la **transmutation des actinides mineurs**, qui concerne directement le programme SPIN, l'accent est mis sur la transmutation du neptunium et de l'américium dans les réacteurs à neutrons rapides, en liaison avec le programme précédent, et, dans une moindre mesure, dans les REP.

Pour ne négliger aucune possibilité, le CEA mène un effort d'évaluation et procède à des études stratégiques dans le domaine des systèmes hybrides, dont cet organisme considère que leur contribution principale serait de détruire certains produits de fission à vie longue⁽⁴⁾. La prise en compte, en France, de tels systèmes dans des stratégies de transmutation a été motivée par le développement de divers concepts qui ont vu le jour à Los Alamos (projet ATW), au CERN (projet d'Amplificateur d'Énergie) et au Japon (projet OMEGA).

* Termes définis dans le glossaire

(4) Audition du CEA sur l'axe 1 de la loi, par la Commission Nationale d'Evaluation (30 novembre 1994).

Elle s'est traduite par le démarrage d'un programme d'acquisition de données nucléaires relatives à la spallation, mené auprès de l'accélérateur SATURNE* par des équipes de chercheurs du CEA et de l'IN2P3. De plus, un programme à forte composante expérimentale sur des modèles d'assemblages sous-critiques est engagé au CERN par des équipes de l'IN2P3 en collaboration avec le groupe EET (Energy Emerging Technology), dirigé par C. Rubbia.

Beaucoup de ces études sont menées dans le cadre de collaborations internationales, notamment au niveau européen. Le CEA et l'IN2P3 ont fait des propositions de recherche dans le cadre des "Approches Innovantes" du programme "Sûreté de la Fission Nucléaire" défini au 4ème PCRD* de la Communauté Européenne. Ces propositions portent notamment sur les nouveaux combustibles, les techniques de séparation et sur les cycles au thorium, des thèmes qui devront faire l'objet d'études d'évaluation générique.

5.8 CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS

5.8.1 La séparation

La France a une longue expérience du retraitement des combustibles irradiés. Le retraitement poussé est donc à la portée des ambitions techniques qu'elle affiche dans ce domaine du cycle du combustible.

Le retraitement poussé ouvre la voie aux deux stratégies Séparation-Transmutation* et Séparation-Conditionnement*. Il doit donc être développé indépendamment des recherches sur la transmutation et de celles concernant la recherche de nouvelles matrices de conditionnement. Cependant, il est possible que dans certains scénarios de transmutation ou de conditionnement, on puisse se contenter d'une simple coextraction de certains éléments (par exemple neptunium/plutonium ou américium/curium). Il convient de prendre ces possibilités en compte.

La priorité doit être mise sur la séparation de l'américium et du curium des lanthanides puis de l'américium et du curium (cas de l'option S-T). C'est là en effet que l'on attend les difficultés les plus importantes et on a vu que ce sont des points clés. Une évaluation approfondie des mérites et inconvénients de l'ensemble des procédés en phase aqueuse devrait être faite. Mais il apparaît déjà que le choix du procédé DIAMEX* ne devrait pas conduire à une impasse technique et que la voie originale de l'extraction directe de l'américium oxydé est prometteuse. Ces choix sont cohérents avec l'objectif affiché de ne pas produire de résidus difficiles à conditionner. La Commission recommande donc de soutenir en première priorité les recherches qui s'y rattachent **tant au plan conceptuel qu'expérimental. A cet égard il faut des moyens humains suffisants et des laboratoires bien équipés (Atalante).**

* Termes définis dans le glossaire

Il conviendra de veiller à ce que ces moyens soient répartis d'une manière équilibrée entre les deux composantes PURETEX* et ACTINEX* du programme SPIN*.

La Commission recommande aussi porter une attention particulière à ce qui suit :

Un autre point important est la séparation du césium. Une percée significative a été faite dans ce domaine. **Il faut la poursuivre**, en prenant en compte le fait qu'elle touche simultanément un isotope à forte activité et à vie moyenne (le césium 137) et l'isotope à vie longue (le césium 135) qui est celui que l'on cherche à éliminer dans les problématiques à long terme.

Les autres priorités sont plus floues car elles sont liées à la cohérence de l'ensemble de la stratégie de gestion des déchets nucléaires. **C'est pourquoi des études stratégiques doivent être conduites rapidement.**

Trois ans après le démarrage des recherches on comprend que l'on ne puisse être près des applications. Tout progrès passe encore d'une façon générale par la recherche fondamentale qui doit être soutenue. **A cet égard, il faut que les organismes de recherche fondamentale s'impliquent plus qu'ils ne le font aujourd'hui dans ces domaines** et se coordonnent entre eux. L'établissement du GDR PRACTIS, évoqué plus haut, est un pas important mais peut être insuffisant dans cette direction.

Les recherches développées pour le retraitement poussé ne prennent pas en compte les déchets vitrifiés antérieurs, les stocks de bitumes ainsi que des déchets B entreposés en vrac. Ces questions font encore l'objet de réflexions approfondies. Il serait aujourd'hui souhaitable **que des mesures concrètes soient proposées** en cohérence avec l'ensemble des procédés qui découleront des recherches sur le retraitement poussé. S'agissant plus particulièrement des déchets vitrifiés, l'étude des possibilités techniques d'une reprise ultérieure, à l'issue d'une longue période d'entreposage qui permettrait une décroissance importante de leur activité, devrait d'ores et déjà être entreprise.

5.8.2 La transmutation

En amont de toute stratégie de gestion de déchets, on doit viser, dans le contexte énergétique actuel, à minimiser, pour le même service rendu, la production de plutonium et donc d'actinides mineurs dans les réacteurs REP actuels en jouant sur le taux de combustion, voire sur certains paramètres comme le niveau de modération. **Le renouvellement du parc EDF à partir de l'an 2000 offre l'occasion de définir des REP "évolutionnaires" qui soient optimisés pour transmuter des actinides mineurs et du plutonium, tout en minimisant leur production directe. Bien que ces réacteurs ne soient pas intrinsèquement aussi performants que les RNR, leur existence future en grand nombre plaide en faveur d'une telle orientation.**

S'agissant **d'options à long terme**, il est prudent d'intensifier les efforts de recherche prenant en compte les diverses options de transmutation, plus performantes que les REP, comme les RNR voire les systèmes hybrides. **Un accent fort doit aujourd'hui être mis sur des options dites innovantes, si l'on veut disposer d'ici 2006 des données suffisamment complètes et fiables qui sont indispensables pour prendre d'éventuelles décisions "lourdes".**

Cet effort consiste à identifier les diverses options techniques de filière, évaluer les avantages et les inconvénients respectifs, au plan de la faisabilité technique, des performances en terme de transmutation et de production de déchets, de la sûreté et de la protection, des opérations du cycle du combustible associé, de l'opérabilité, des coûts et de leur capacité à se déployer industriellement. Compte tenu de l'importance de l'option nucléaire en France, on ne saurait à cet égard se contenter de faire de la veille technologique sur ce qui se fait ou se publie à l'étranger. Il convient au contraire d'engager des actions de recherche en coopération, allant de l'acquisition bien ciblée de données à l'étude expérimentale de certains aspects critiques de ces systèmes innovants.

Concernant les différents programmes, il y a lieu de distinguer, d'une part, ceux afférents à des systèmes de type industriel (RNR, réacteurs futurs du parc) et, d'autre part, l'ensemble des systèmes innovants envisageables qui sont au stade des études de faisabilité ou de développement exploratoire (réacteurs "dédiés", systèmes assistés par accélérateurs). Pour ces derniers des moyens adaptés devraient être accordés.

Une mention spéciale devrait être accordée au développement des accélérateurs de haute intensité. Il serait souhaitable qu'un programme d'étude soit entrepris dans ce domaine particulier, qui intéresse d'autres domaines que l'énergie et les déchets, en s'appuyant principalement sur les compétences fortes qui existent à l'intérieur du CEA et du CNRS.

D'une manière générale, la Commission recommande qu'un élargissement des compétences soit recherché, ainsi que la coopération internationale, en particulier européenne. **Enfin, les organismes de recherche concernés par ces options innovantes, essentiellement le CEA et le CNRS, doivent continuer à coopérer pour définir et mettre en oeuvre des actions de recherche sur ces sujets, en s'appuyant sur leurs compétences propres et leur complémentarité.**

CHAPITRE 6

AXE 2 DE LA LOI : STOCKAGE ET LABORATOIRES SOUTERRAINS

6.1 INTRODUCTION

Les recherches visées par l'axe 2 de la loi du 30 décembre 1991 portent sur les travaux à conduire en vue de l'implantation d'un site de stockage profond de déchets de haute activité et à vie longue, et en particulier sur ceux visant à caractériser ce site grâce à la réalisation de laboratoires souterrains.

Comme il a été indiqué au chapitre 2, le stockage en profondeur doit s'entendre comme une opération a priori définitive mais possédant toutefois une certaine durée de réversibilité pouvant éventuellement se comptabiliser en siècles (voir § 4.3.2).

De même qu'il a été indiqué au chapitre 4, et plusieurs fois au cours de ce rapport il est difficile d'envisager aujourd'hui une stratégie globale de gestion des déchets nucléaires qui ne fasse pas appel à l'enfouissement en profondeur de certains déchets. Les options diffèrent sur les types de déchets, qui peuvent être : des verres nucléaires, des combustibles en l'état ou des déchets conditionnés de diverses façons. Il convient donc de se préparer à stocker tout type de déchets ultimes. **Le stockage géologique doit donc être "flexible" dans les limites autorisées par les analyses de sûreté qui doivent prendre en compte des scénarios spécifiques à une situation de réversibilité.**

Dans ce chapitre, on traite les points suivants :

- un bref historique des recherches et recommandations déjà effectuées en France à ce sujet,
- les critères d'évaluation des sites potentiels de stockage,
- l'état d'avancement des travaux en France selon cet axe de la loi, à partir des éléments fournis à la Commission par l'ANDRA lors des auditions.

6.2. BREF HISTORIQUE DES RECHERCHES DÉJÀ EFFECTUÉES ET DES RECOMMANDATIONS DÉJÀ ÉMISES EN FRANCE SUR L'ENFOUISSEMENT EN PROFONDEUR DES DÉCHETS B ET C

La recherche de sites potentiels de stockage de déchets nucléaires en profondeur a débuté en France dès les années 1960. Quelques études ont eu lieu au CEA sur les potentialités de mines de sel françaises, ainsi que sur la nature des formations géologiques présentes sous le site de la Hague ; les potentialités de certaines îles du Pacifique ont également été brièvement examinées. Ce n'est cependant qu'à la suite du Rapport Gruson* en 1974 qu'un programme concret et actif de recherche a été lancé, à la fois sur l'existence de sites potentiels en France, et sur les critères et conditions nécessaires pour que de tels sites puissent assurer la sûreté d'un stockage. Cette décision a coïncidé avec le lancement, en 1976 d'un programme de recherche européen à frais partagés coordonné par la Direction Générale XII à Bruxelles.

Animés en France par le CEA, ces travaux ont fait intervenir en partenariat le BRGM, qui était aussi directement chargé d'établir pour la CCE, en collaboration avec les services géologiques des autres pays de l'Europe, un atlas européen des formations géologiques susceptibles d'être utilisées pour l'enfouissement de déchets en profondeur. Dans le cadre d'un partage communautaire des recherches, la France s'est vu confier l'étude des formations granitiques, avec le Royaume-Uni, tandis que l'Allemagne et les Pays-Bas se chargeaient du sel, et la Belgique et l'Italie de l'argile. Bien qu'il ne se soit agi que de programmes de recherches dits "génériques", où la France cherchait à caractériser les propriétés générales des roches granitiques, des travaux de terrain (géophysique, sondages, essais de traçages) furent entrepris sur des sites en Bretagne et dans le Massif Central. Les travaux de forage, entrepris en particulier sur le site d'Auriat dans le Limousin, ont conduit à une question écrite au Parlement (1979), pour laquelle le Ministre de l'Industrie de l'époque, André Giraud, a précisé qu'il s'agissait de travaux de recherche scientifique, et non de projet de qualification d'un site potentiel.

Une étape ultérieure dans ces recherches fut franchie à la suite des travaux de la Commission Castaing (1982-1984), qui recommanda que la France entreprenne un programme actif de recherche *"pour combler le retard dans le domaine géologique"* ; il lui paraissait nécessaire que des formations géologiques autres que le granite fussent examinées (argiles, schistes ; pour les formations salifères, la Commission souhaitait qu'une étude préalable détaillée des conséquences d'une intrusion humaine accidentelle sur la sûreté du stockage soit effectuée avant que l'on s'intéresse à ce type de formations). A la suite de ces recommandations, le Gouvernement chargeait l'ANDRA en 1987 de lancer un programme de recherche sur quatre sites potentiels, dans les départements de l'Ain, l'Aisne, le Maine-et-Loire, et les Deux-Sèvres.

* Terme défini dans le glossaire

Ces sites renferment des formations respectivement salifères, argileuses, schisteuses et granitiques. C'est à la suite d'oppositions parfois violentes des habitants de ces régions à ces projets que le Gouvernement décidait en 1989 de promulguer un moratoire, chargeant le Député Christian Bataille de proposer au Gouvernement une politique globale de gestion des déchets radioactifs, qui s'est concrétisée dans un projet de loi voté le 30 décembre 1991. A la suite de l'adoption de cette loi et des conclusions du rapport Bataille, le gouvernement a confié au Député Christian Bataille une mission de médiation qui a abouti à la sélection de 4 sites potentiels de stockage dans les départements de la Meuse, la Haute Marne, le Gard et la Vienne. L'ANDRA est chargée d'étudier ces 4 sites qui correspondent respectivement à des formations argileuses pour les trois premiers, et à du granite sous recouvrement de roches sédimentaires pour le dernier.

Le texte de la loi prévoit que le Gouvernement devra, avant 2006, présenter au Parlement "un rapport global d'évaluation de ces recherches accompagné d'un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage de déchets radioactifs". **Il est cependant prévu que, avant 1998, le Gouvernement propose au Parlement qu'au moins deux laboratoires souterrains soient construits sur certains de ces sites pour y reconnaître en profondeur la formation géologique, et y effectuer des expériences permettant d'en évaluer la qualité au regard de la sûreté d'un stockage.**

Il est utile de rappeler ici deux autres travaux importants faits en France sur le sujet, et qui doivent être pris en compte dans les réflexions. Le premier est le rapport de la Commission Goguel (1987), qui a réfléchi sur les critères que doit satisfaire une formation géologique, dans un site donné, pour être en mesure de donner des garanties de confinement de la radioactivité. Ces recommandations ont partiellement été prises en compte par le Gouvernement dans la sélection des quatre sites susmentionnés. Ce type de démarche doit être poursuivi, en la précisant si besoin est, en fonction de l'avancement des recherches et des résultats obtenus dans d'autres pays.

Le second travail s'est effectué dans le cadre d'un programme de recherche international coordonné par l'OCDE/AEN, sur l'enfouissement de déchets en formations géologiques sous-marines (OCDE, 1988) auquel la France a activement participé. L'objectif était de conduire en commun des études sur la capacité des formations géologiques sous-marines stables, éloignées des zones de subduction, à recevoir des stockages de déchets à vie longue. Les travaux portaient à la fois sur l'analyse de sûreté de divers types de dépôts sur des sites déjà bien étudiés, et, sur leur réalisation technique. Les conclusions de ce programme de recherche ont été favorables à la poursuite des études sur cette option qui a apporté des garanties sérieuses quant au confinement de la radioactivité. Toutefois, les discussions au sein de la Convention sur la Prévention de la Pollution des mers résultant de l'immersion de déchets et autres matières (Convention de Londres de 1972) n'ont pas permis la poursuite de ces recherches en raison d'un manque d'accord politique sur l'acceptabilité d'un tel concept au plan international. Celles-ci ont été abandonnées en 1988.

Une synthèse des recherches effectuées pour les stockages et les stratégies à l'étranger est présentée dans l'annexe 4.

Dans le paragraphe 2 du chapitre 4 sont aussi résumés les éléments concernant l'évolution historique des recherches pour les stockages et les laboratoires expérimentaux à l'étranger. Globalement, la démarche, les orientations de recherche, les prospections de sites, les essais sur site sont comparables à ceux décrits pour la France.

6.3 LES CRITÈRES D'ÉVALUATION DES SITES POTENTIELS DE STOCKAGE

La qualification de l'aptitude d'un site à confiner la radioactivité des déchets ne peut provenir que d'une analyse approfondie du comportement prévisible du site et des déchets contenus sur une période de très longue durée (dizaines ou centaines de millénaires), tâche que l'on désignera par la suite par "analyse de sûreté". Sur la question de cette durée, on trouvera certains éléments de réflexion dans les rapports Castaing et Goguel, et la RFS III.2.f. Les auditions n'ont pas pour l'instant permis d'amener des avis nouveaux sur ce sujet. De cette approche générale découlent quatre conséquences importantes :

- 1- Une telle analyse ne peut se faire que sur un site précis donné, et ne peut qualifier définitivement que les formations géologiques présentes sur le site, dans les conditions d'environnement où elles se trouvent. La recherche actuelle conduite en France par l'ANDRA ne vise donc pas à qualifier un type de formation géologique (argile, ou granite par exemple), mais bien deux sites possibles. Les résultats qui seront obtenus ne seront donc pas transposables à d'autres sites, ou ne le seront que très modérément. Une des composantes essentielles de cette analyse est la modélisation des processus physico-chimiques de retour des radionucléides dans l'environnement, en général lié au transport par les eaux souterraines. **Cette modélisation nécessite des mesures dans un laboratoire de qualification.**
- 2- L'analyse doit porter sur le système complet (colis de déchets + barrières ouvragées + barrières géologiques naturelles), prenant en compte les perturbations liées aux travaux et à la présence des déchets. Il faut donc que la reconnaissance des sites progresse de pair avec la définition des colis de déchets et des barrières ouvragées, ainsi qu'avec la conception générale du dépôt. Il appartient donc de veiller à ce que les recherches se déroulent simultanément sur ces trois volets. Il est clair que chacun de ces trois domaines doit influencer sur le choix des deux autres. **La seule façon de juger de la cohérence du programme de recherche et des priorités dans ce domaine est de conduire, en permanence, des analyses de sûreté préliminaires, certes incomplètes et provisoires, mais qui seules permettront de juger de la cohérence globale du système, et de modifier suffisamment tôt dans le programme les éléments d'ingénierie qui seraient jugés incompatibles.** Il faut pour cela disposer d'outils d'analyse de sûreté, eux-mêmes étant l'objet de constantes améliorations.

3- Comme cette analyse de sûreté se projette dans le futur, il est nécessaire de faire des hypothèses (ou tentatives de prévision) sur l'évolution de l'ensemble du système. Ces prévisions doivent se porter sur trois niveaux :

- 1 • Les mécanismes "intérieurs" d'évolution du système sous l'effet des déséquilibres thermodynamiques qui y sont présents : chaleur dégagée par les déchets, effets de la radioactivité, dégradation biologique ou chimique, réactions avec les fluides et solides contenus dans le milieu. Ces mécanismes sont complexes, mais a priori du domaine de la physico-chimie déterministe classique. Etre en mesure de faire ces prévisions demande d'acquérir des informations, des données, de faire des expériences sur le terrain ou en laboratoire, mais cela appartient au domaine usuel de la prévision scientifique, encore que le facteur temps joue ici un rôle considérable. Les incertitudes liées à ce type de prévisions seront liées à des incertitudes sur la nature exacte des phénomènes mis en jeu, sur la quantification précise des paramètres, enfin sur la nature et les propriétés exactes des formations géologiques présentes sur le site qui ne seront, par nécessité, connues que très ponctuellement, car le besoin de confinement exclura la réalisation de sondages nombreux. Ces laboratoires permettent d'acquérir des informations importantes en continu sur les formations présentes à la profondeur prévue pour le stockage, sur toute l'extension des galeries qui seront creusées pour les ouvrages souterrains. La construction ultérieure d'un stockage souterrain à l'endroit même ou à proximité, du laboratoire souterrain ajoutera des connaissances sur le site aux mêmes profondeurs.
- 2 • Les mécanismes "extérieurs" pouvant jouer sur le pouvoir de confinement du site. On entre là dans un domaine beaucoup plus complexe, où il faudra tenter de prévoir l'évolution géologique naturelle à long terme. Les mécanismes "extérieurs" capables de faire évoluer le site sont eux-mêmes de deux natures :
 - les forces dites "internes" liées au déséquilibre énergétique interne de la terre, qui se manifestent par la tectonique (mouvement des plaques continentales et océaniques), le volcanisme, l'isostasie, les phénomènes hydrothermaux, etc...
 - les forces dites "externes" qui puisent leur énergie dans l'activité solaire (cycle de l'eau, vent, érosion, gel) et qui sont donc liées au climat. La prévision de ces mécanismes est, dans l'état actuel des connaissances, beaucoup plus difficile et plus incertaine que la prévision des mécanismes "intérieurs". Un des critères de choix parmi les sites pourra être, par exemple, l'importance relative des incertitudes sur les mécanismes "externes" susceptibles d'être mis en jeu, et surtout la "robustesse" du site devant l'ensemble de ces mécanismes. La recherche fondamentale sur ces mécanismes extérieurs fait partie intégrante du programme de recherche à évaluer.

- 3 • les perturbations d'origine humaine susceptibles de venir modifier l'évolution naturelle du site : aménagement superficiel du sol ou du sous-sol, forage de puits d'eau ou de reconnaissance, intrusion accidentelle dans le dépôt, etc... La prévision de ce type de perturbations est encore plus difficile et incertaine, puisqu'elle fait appel à des hypothèses sur le comportement social, technique et scientifique des générations futures. C'est ce type de préoccupation qui avait conduit la Commission Castaing à s'interroger sur le bien-fondé de l'utilisation de formations salifères pour y stocker des déchets. Là encore, chaque site étudié peut présenter des particularités qui le rendront exposé à des perturbations humaines, et plus ou moins "robuste" face à ces perturbations et à leurs conséquences.

6.4 L'ETAT D'AVANCEMENT DES TRAVAUX EN FRANCE SELON L'AXE 2 DE LA LOI

Dans ce paragraphe, on rappelle et on commente le programme de recherche en cours en France, sur la base des auditions des organismes concernés. Les travaux réalisés par l'ANDRA sont décrits, d'une part dans les rapports techniques fournis à la Commission, et, d'autre part, dans les exposés, qu'elle en a faits et dont les résumés sont en pièces jointes dans l'annexe 5 du présent rapport.

Les travaux de recherche effectués, en 1993-1994, par l'ANDRA, portent sur quatre points principaux :

- 1- L'étude des quatre sites choisis dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, après publication du rapport du Médiateur le 5 janvier 1994. Les sites retenus sont situés dans les départements du Gard, de la Haute-Marne, de la Meuse et de la Vienne. A ce volet, on peut rattacher les recherches à caractère plus fondamental sur les méthodes de qualification des milieux géologiques,
- 2- Les études préalables sur la conception et la réalisation des laboratoires souterrains,
- 3- Les études sur la conception du stockage profond,
- 4- Les études de base (géochimie, vieillissement des matrices...), menées en collaboration avec d'autres organismes tels que le CEA, le BRGM, l'Ecole des Mines, etc...

6.4.1 Etudes des 4 sites

Le programme de recherche présenté par l'ANDRA a débuté dès que les autorisations administratives ont été délivrées. Celui-ci comporte un volet important d'études géologiques associées à la reconnaissance préliminaire des sites. Des forages de reconnaissance et des prélèvements d'échantillons ont été effectués sur les sites retenus. Les profils des couches géologiques ont été dressés.

L'ensemble de ces travaux a donné lieu, d'une part, à une présentation préliminaire au Groupe Permanent Déchets pour recueillir un premier avis sur l'adéquation des sites et leurs caractéristiques par rapport aux critères retenus dans la RFS III 2.f, et, d'autre part, à un premier bilan sommaire des investigations sur site qui a été présenté au gouvernement courant avril 1995. A ce jour, les investigations sur les sites se déroulent approximativement selon le calendrier proposé par l'ANDRA.

6.4.2 Etudes préalables sur la conception et la réalisation des laboratoires souterrains

Les études préalables de développement de concepts de stockage pour l'implantation des laboratoires souterrains ont été présentées. Les programmes prévus pour appliquer ces concepts incorporent la définition des barrières ouvragées avec leurs performances et l'analyse de sûreté globale afférente. Ces développements devront permettre, au fur et à mesure du déroulement du calendrier, de préciser les paramètres importants dans la reconnaissance géologique.

6.4.3 Etudes sur la conception des stockages profonds

Dans ce domaine, l'ANDRA a présenté les études générales mises en place avec ses différents partenaires. Elle a fait part également des études méthodologiques qu'elle poursuit avec ses partenaires étrangers, voire dans des laboratoires étrangers, à Mol (Belgique) et Äspö (Suède) en particulier.

6.4.4 Etudes de base : géochimie, vieillissement des matériaux, géoprospective

L'ANDRA a également présenté le programme confié, d'une part au CEA, et d'autre part au BRGM sur la géochimie des eaux et les interactions eaux-radionucléides. Concernant le vieillissement des matériaux, seule l'altération des verres a été exposée. Ces études de vieillissement sont menées depuis de nombreuses années (voir chapitre 7). **Elles ont mis en évidence l'influence du milieu d'accueil et des barrières, qui restent encore à étudier puis à modéliser.** L'altération des ciments a été traitée par le CEA dans le cadre des études sur les conditionnements (voir chapitre 7).

Un exposé sur la géoprospective a été présenté par l'ANDRA. Une analyse et une compilation bibliographique des perturbations, prenant en compte les grands cycles climatiques du Quaternaire, ont été effectuées. Les développements en cours devront faire l'objet d'une information de la Commission dans les années à venir.

6.5 CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS

La Commission tient à faire remarquer qu'à l'issue de la mission du Député Christian Bataille et du choix des quatre sites envisagés pour l'implantation de laboratoires souterrains, l'ANDRA a mis en place, d'une part un calendrier couvrant la période de 15 ans prévue par la loi pour la réalisation, les essais des laboratoires et pour l'avant-projet d'un site futur et, d'autre part un vaste programme d'études pour la définition des concepts de stockages, les études de modélisation et d'analyse de sûreté.

Après les exposés et la remise des documents qui décrivent le bilan des acquis jusqu'en 1993, la Commission est consciente de l'importance primordiale des recherches sur l'axe 2 de la loi. Face aux recherches qui ont été mises en place récemment par l'ANDRA, elle expose les conclusions et les recommandations qu'elle juge dès à présent indispensables pour mener à bien le programme.

6.5.1 le Calendrier

La Commission a noté que l'ANDRA prévoit l'exécution de travaux de reconnaissance préalable à l'ouverture des laboratoires souterrains en 1994-1995, l'enquête publique d'autorisation de création et d'exploitation de ces laboratoires en 1995-1996, et le début des travaux en 1997, ceci afin d'aboutir à une évaluation des résultats de ces travaux de recherche en 2006. La phase de construction des laboratoires souterrains durera, selon les prévisions actuelles de l'ANDRA, de 5 à 8 ans, selon les sites retenus. S'il est admis que certaines qualifications des sites (géologiques, mécaniques...) peuvent être obtenues durant la phase des travaux, d'autres en revanche ne pourront être réalisées qu'après l'équipement des laboratoires.

La Commission est unanime à considérer que la planification, présentée par l'ANDRA pour remplir sa mission dans les meilleurs délais et en conformité avec la loi du 30 décembre 1991, est très tendue. Elle s'interroge de ce fait sur l'incidence d'éventuels aléas sur le déroulement de ce calendrier. En effet, elle ne souhaite en aucun cas que ceux-ci conduisent à écourter la durée de la phase ultime de reconnaissance et d'expérimentation dans les laboratoires. Cette phase est indispensable à la validité de l'évaluation globale à soumettre au Parlement en 2006.

En conséquence, la Commission recommande :

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

Enfin la Commission souhaite recevoir une information régulière sur le déroulement du calendrier prévisionnel et l'incidence des aléas sur l'exécution des recherches programmées.

6.5.2 Aspects économiques et sous-traitances

Le programme à réaliser sur les sites qui doit conduire à la qualification, à la définition du concept de stockage et à l'analyse de sûreté définitive implique l'intervention de nombreuses équipes de recherche et conduit à engager des dépenses importantes.

La Commission souhaite, d'une part, auditionner les sous-traitants de l'ANDRA, notamment ceux dont l'intervention est prépondérante dans les options et les qualifications de base, et, d'autre part, que se mettent rapidement en place une bonne structuration de la sous-traitance garante de la cohérence et un plan d'assurance qualité, couvrant l'exécution des travaux et la remise des documents à évaluer. Il convient également de fixer aux organismes de recherche et développement associés aux projets les priorités en fonction des objectifs visés, en y incluant les aspects de sûreté.

6.5.3 Les fonctions dévolues au stockage

L'ANDRA a exposé à la Commission son concept du stockage et le programme général qui en résulte. Il apparaît nécessaire, dès à présent, qu'elle s'attache à bien clarifier certaines fonctions et les durées de celles-ci.

La Commission recommande particulièrement de :

- **préciser les durées des confinements attendues pour les conditionnements et conteneurs ainsi que les principaux mécanismes d'altération pris en compte,**
- **définir le programme d'essais relatif au concept de barrière ouvragée et au confinement dévolu à ces barrières,**
- **préciser le rôle et la durée de confinement dévolus aux barrières ouvragées,**
- **préciser les niveaux et les durées de réversibilité pour l'ensemble des barrières selon la nature géologique du site,**
- **exposer régulièrement à la Commission l'évolution des études sur les concepts de stockage à l'étranger, notamment les options sur les conteneurs, sur les surconteneurs, et la réversibilité.**

Par ailleurs, la Commission souhaite que l'ANDRA établisse, dès que possible, une liste de radionucléides à prendre compte pour toutes les études liées au stockage et à la qualification des sites.

Enfin, elle recommande à l'ANDRA, avec la collaboration des producteurs et des acteurs de la recherche et développement :

- **d'établir les spécifications des colis,**
- **de poursuivre l'étude de l'évolution à long terme des matrices (verres, bétons, bitumes...) prenant en compte les travaux effectués dans l'ensemble de la communauté scientifique ("maladie des bétons", recristallisation lente des verres anciens, évolution thermique du bitume...),**
- **de définir des surconteneurs en fonction des options de réversibilité et des options de durabilité du confinement,**
- **d'établir un cahier des charges pour la prise en compte, dans le concept de stockage, des combustibles non retraités,**
- **d'examiner la faisabilité et l'intérêt, en particulier pour la manutention, et d'étudier la conception d'un conteneur type, de dimensions normalisées, qui pourrait être retenu pour tout ou partie des déchets.**

6.5.4 Etudes fondamentales

L'étude des formations géologiques et leur évolution est pluridisciplinaire. Elle nécessite de réaliser une synthèse qui fait appel à des connaissances de base de plusieurs domaines scientifiques. **La Commission a retenu parmi ceux-ci la géoprospective, la géochimie des eaux, les paléocirculations et le retour des radionucléides à la biosphère, qui lui paraissent particulièrement importants.**

La Commission souhaite que lui soient présentées, en termes de géoprospective et avec une échelle de temps précise, quelles sont les conditions requises par les contraintes de sûreté pour s'assurer de la capacité de confinement des sites de stockage au cours des très longues échelles de temps imposées par la décroissance de la radioactivité des déchets qui seront stockés. Elle souhaite savoir comment sont prises en compte les variations à haute fréquence (quelques milliers d'années) de grande amplitude des paléoclimats, l'érosion et l'isostasie glaciaire, les incertitudes sur la tectonique méditerranéenne et quelle doit être la profondeur minimale d'enfouissement imposée par une analyse de sûreté à l'échelle d'un million d'années.

La Commission considère que l'intégrité des barrières ouvragées et des colis de déchets est très intimement liée aux caractéristiques chimiques des eaux qui viendront à leur contact. Elle souhaite qu'un effort important soit fait d'une part pour acquérir des données sur les propriétés chimiques des eaux naturelles profondes (avant excavation) de chacun des sites, et, d'autre part, pour évaluer les modifications éventuelles de ces propriétés par les mécanismes dits "intérieurs" d'évolution de chaque site, par les mécanismes dits "extérieurs", enfin par les perturbations humaines. A cet égard, il convient d'éviter tout apport massif de matières organiques dans le site.

Dès la création des laboratoires souterrains, un effort important devra être fait sur le suivi de l'évolution de la chimie des eaux et sur des expériences de mise en contact avec les barrières ouvragées et les colis de déchets. **La Commission considère également que des recherches amont à caractère fondamental sont nécessaires dans ce domaine, notamment pour modéliser l'évolution des propriétés physico-chimiques des eaux ; à cet aspect doivent être également associés les productions et les équilibres des gaz (diffusion, solubilisation dans les eaux, ou à l'inverse constitution d'une phase séparée et mise en pression).**

Il est aussi utile de chercher à comprendre l'évolution des circulations souterraines au cours des temps géologiques. Les mesures permettent d'obtenir un ordre de grandeur des vitesses des circulations actuelles ; cependant au cours des changements accidentels ou climatiques qui affectent l'écorce terrestre, il apparaît de plus en plus probable que les circulations des eaux souterraines puissent être notablement perturbées. **La Commission recommande des travaux de recherche dans ce domaine, pour comprendre, sur les sites étudiés, les changements qui ont pu se produire dans le passé, et tenter d'anticiper ceux qui pourraient se produire dans le futur.**

Le retour des radionucléides à la biosphère est lié aux transfert par les fluides souterrains. A cet égard la Commission estime qu'il est nécessaire de préciser, d'une part les paramètres connus et quantifiés avec les incertitudes associées, et, d'autre part en fonction des normes et des références applicables, les paramètres pour lesquels il convient de préciser leur importance et leur impact.

6.5.5 Les travaux sur sites et les programmes expérimentaux

Conformément aux critères évoqués dans le § 6.3, il est important que progressent, en parallèle mais en constante interaction, les recherches liées aux colis de déchets, aux barrières ouvragées, et aux propriétés des sites. Le seul outil qui permette de faire le lien entre ces trois domaines est, comme mentionné précédemment, l'analyse de sûreté, même préliminaire et hypothétique, de chaque site. Une telle analyse comporte la modélisation physique couplée de l'ensemble des processus de retour des radionucléides dans l'environnement, en général par transport par les écoulements souterrains. Il convient donc que, dans un avenir relativement proche, soient présentés à la Commission les résultats préliminaires de ces analyses.

La Commission y voit **deux avantages supplémentaires**. Le premier est celui de l'amélioration de la conduite du programme de recherche géologique destiné à acquérir, en temps voulu, les données nécessaires à la connaissance des sites et de leur évolution. **En effet ces analyses peuvent mettre en évidence la spécificité de chaque site présumé (granite, argile), appelant des mesures complémentaires ou plus étendues qu'il n'était prévu.** Le second est celui de la prise en compte de scénarios qui auraient pu être écartés a priori.

La Commission est consciente de la nécessaire limitation à respecter dans les reconnaissances géologiques par forage, pour ne pas risquer de porter atteinte aux propriétés de confinement de la barrière géologique. Cela l'incite à recommander qu'une attention très particulière soit donnée, d'une part aux moyens géophysiques indirects d'auscultation des sites, tout particulièrement dans la phase actuelle de choix des emplacements des laboratoires souterrains, et, d'autre part, aux moyens géostatistiques permettant de cerner, à partir des données récoltées, quelles sont les incertitudes résiduelles sur la connaissance des milieux. Celles-ci devront ensuite être reprises dans les travaux de modélisation et d'analyse de sûreté.

La Commission souhaite que l'ANDRA lui présente prochainement les programmes expérimentaux qu'elle entend mener à bien dans les laboratoires souterrains en fonction de l'avancement de leur réalisation. Elle souhaite que la justification du choix de ces programmes découle des analyses de sûreté préliminaires et des objectifs énoncés dans la RFS III.2.f. Elle estime également que les programmes expérimentaux devront permettre une démarche itérative cohérente pour établir le concept de stockage.

6.5.6 Analyse de sûreté - modélisation

La Commission souhaite connaître de façon plus détaillée l'approche de l'ANDRA concernant les études de sûreté. Après les diverses auditions, y compris celle de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), **elle a ressenti le besoin d'études itératives et intégrées pour les analyses de sûreté. Elle considère, par ailleurs, qu'un effort important de recherche fondamentale de traitement des incertitudes doit être conduit dans le domaine de la modélisation. Elle insiste sur le besoin de mettre en oeuvre dès que possible les modèles permettant de coupler les phénomènes qui se dérouleront dans les stockages profonds et relevant de la mécanique, thermique, hydraulique, hydrogéologie et physico-chimie.**

Enfin la Commission souhaite être informée des études actuelles en France et à l'étranger sur les "analogues naturels", qui sont des sites particuliers où il est possible d'étudier des migrations d'éléments dans la géosphère sur des périodes de temps d'ordre géologique. Un sites de choix est la mine d'uranium d'OKLO au Gabon, où ont fonctionné dans le passé des "réacteurs" naturels. Dans un cadre européen, le CEA conduit sur ce site des recherches fondamentales permettant de remonter à la migration des radionucléides produits à l'époque. La Commission souhaite en particulier être destinataire d'une synthèse de ces travaux, ainsi que de ceux effectués sur d'autres sites analogues, et de la façon dont ces résultats peuvent être pris en compte dans les analyses de sûreté.

CHAPITRE 7

AXE 3 DE LA LOI : CONDITIONNEMENTS - ENTREPOSAGES

7.1 INTRODUCTION

L'axe 3 de la loi invite à poursuivre des travaux visant "l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface" des déchets à haute activité et à longue vie.

Il ne fixe ni les objectifs à assigner aux conditionnements ni les limites précises à assigner à la durée des entreposages. De ce fait des interprétations différentes sont possibles.

Avant de parler de conditionnement, il convient d'abord de clarifier le rôle de l'entreposage longue durée et le rôle que l'on compte faire jouer aux colis renfermant les déchets B et C dans l'éventualité d'un stockage géologique, car le conditionnement en dépend pour des raisons évidentes. Pour le premier point, on peut aussi retourner le problème en disant qu'un bon conditionnement autorise de longues durées d'entreposage.

Pour l'entreposage il peut s'agir d'un entreposage en attente :

- de l'ouverture d'un site de stockage opérationnel pour des colis de déchets B (au moins 10 à 20 ans),
- de l'ouverture d'un site de stockage opérationnel pour des colis de déchets C, verres ou bien combustibles déclarés comme déchets (au moins 50 ans),
- de la mise au point de nouveaux procédés relatifs au retraitement des combustibles irradiés, à la transmutation, à la reprise de colis ou à de nouveaux conditionnements pour des déchets non conditionnés (au moins 100 ans),
- d'un retraitement différé à long terme des combustibles irradiés qui, devenant "froids" ne poseraient plus que des problèmes de chimie classique (au moins 300 ans). Dans ces deux derniers cas on profiterait aussi des progrès de la science.

Ou, tout simplement, dans un contexte de report de décision, d'un entreposage de déchets de durée indéterminée, ce qui comporterait le risque de sa transformation en un stockage définitif de surface ou de subsurface.

La Commission Nationale d'Evaluation exclut ce dernier scénario qui est en opposition aussi bien avec les considérations précédentes qu'avec une pratique responsable de gestion des déchets radioactifs. Cette démarche serait en outre non conforme à l'esprit de la loi.

L'entreposage de longue durée en surface ne peut être qu'une option de gestion pour les combustibles irradiés et les matières radioactives en dérivant, permettant d'attendre, pendant un temps limité, l'aboutissement d'une solution technique.

Le conditionnement consiste en un ensemble d'opérations industrielles qui ont pour but de transformer les matières radioactives, déclarées comme des déchets, en des colis destinés à un entreposage de courte ou longue durée, ou à un stockage réversible ou irréversible.

En situation d'entreposage, il est évident que n'importe quel colis doit permettre sa reprise et la sûreté des entreposages. Les conditions d'agressivité du milieu extérieur sont faibles mais les risques de perte de surveillance de l'entreposage, supposé par définition réversible, augmentent avec le temps.

En situation de stockage en milieu saturé en eau, c'est à dire de lixivation statique, il est admis que le rôle du colis C est de participer au concept multibarrière du stockage. Il doit donc retarder au maximum la libération des radionucléides. Pour le colis B, le rôle n'est pas clair. En tous cas jusqu'à aujourd'hui il n'est pas tenu réellement compte de ses capacités de confinement dans les analyses de sûreté. Passé la période de réversibilité du stockage, il n'y a plus de contrainte de surveillance dès lors que le stockage n'est plus déclaré réversible.

Dans le cas d'une reprise des matières radioactives à partir d'un entreposage, il suffit en principe que le contenant soit confinant. Si le contenu aide au confinement il va de soi que la situation est améliorée. Si la reprise n'est pas prévue ou s'avère finalement impossible, ce qui nous place dans le cas d'un stockage, il faut que le conteneur puisse assurer une pérennité au delà du temps d'entreposage pour jouer un rôle de barrière.

Pour le stockage, le contenu et le contenant doivent avoir les meilleures qualités possibles de confinement.

En tout état de cause des pratiques existent déjà (RFS, Spécifications, voir chapitre 7.3.1) qui évitent d'entreposer des matières radioactives en vrac sans confinement et qui imposent des contraintes minimales aux colis. Pour ce qui concerne les résidus bruts de procédés en attente de traitement, les conditions de sûreté d'exploitation sont fixées par les autorités de sûreté.

Selon le principe "qui peut le plus peut le moins", qui se situe en dehors de toute analyse économique, il est clair que l'on peut toujours chercher le meilleur conditionnement, c'est à dire celui que l'on peut considérer comme définitif, sur les deux plans du conteneur et du contenu. Autrement dit, si on vise le stockage, le problème de l'entreposage est résolu. Les entreposages étant, par définition, limités dans le temps, les problèmes de confinement par les conteneurs sont des problèmes technologiques classiques en ce sens que les périodes de temps à considérer sont au maximum de quelques siècles. Il en est autrement pour le stockage, car pour le contenant et le contenu les périodes à viser pour le confinement vont bien au delà. C'est donc essentiellement la recherche de l'amélioration des matrices de conditionnement ou la recherche de nouvelles matrices qu'il faut considérer, c'est-à-dire la recherche de matériaux qui confinent au mieux les déchets..

7.2 LES MATRICES

7.2.1 Généralités sur les matrices

La principale qualité d'une matrice, telle qu'on vient de la définir, est la rétention au niveau macroscopique des radionucléides qu'elle contient sur une longue période de temps, qui peut être prolongée par les propriétés de rétention des matériaux issus de sa dégradation. Le confinement et la rétention doivent être examinés au regard des modifications internes qu'ils pourraient subir sous l'influence de la radioactivité, de la température, de la pression, de réactions chimiques lentes et des agressions externes en champ proche des colis, notamment celles dues aux solutions aqueuses. Ces agressions de nature chimique, physique, thermique, mécanique et éventuellement biologique sont couplées, ce qui complique les prévisions de tenue à long terme.

Du simple point de vue de l'économie, une matrice doit pouvoir accepter, pour un volume donné, le plus possible de résidus, éventuellement spécifiquement prétraités pour assurer leur solidification et la réduction de leur volume, et le plus possible de radioactivité. Enfin, elle doit pouvoir être mise en oeuvre simplement à une échelle industrielle, de préférence en ligne, et ne pas générer de déchets secondaires.

Les meilleures voies dont disposent les chimistes pour faire du confinement élémentaire des radionucléides (en fait des éléments qu'ils représentent) consistent à :

- disperser les matières radioactives dans une phase solide inerte, d'une façon aussi homogène que possible,
- faire participer les radionucléides à la structure même des phases,
- ou encore réaliser des solutions solides avec ces radionucléides.

Il n'existe probablement pas, au regard de la diversité des matières radioactives à traiter et des radionucléides à considérer, de matrice idéale, à moins peut être qu'il ne s'agisse d'éléments séparés. L'optimisation d'une matrice est une opération difficile. Une bonne matrice peut être obtenue en combinant les modes de confinements élémentaires. Les problèmes de la qualification d'une matrice (en fait du matériau de confinement qu'elle permet d'obtenir) et plus généralement d'un conditionnement sont difficiles car il faut apporter la preuve de sa tenue à long terme, faute de quoi l'analyse de sûreté n'est pas pleinement convaincante. A cet égard on ne sait accélérer le temps qu'en soumettant les matrices à des tests extrêmes qui ne sont pas nécessairement significatifs des lents processus de dégradation naturels. On considère que les conditions explorées sont des conditions enveloppes pessimistes.

Le problème de l'élucidation du vieillissement des matériaux radioactifs est très compliqué, qu'on veuille décrire celui-ci macroscopiquement ou microscopiquement.

Dans le cas du non retraitement, la matrice de confinement est le combustible irradié. Les problèmes ne sont pas des problèmes de synthèse, mais des problèmes de caractérisation d'un matériau radioactif hors d'équilibre thermodynamique, et de prédiction de son devenir. La situation est probablement aussi compliquée que dans le cas du retraitement.

7.2.2 Matrices en cours d'utilisation

7.2.2.1 Verres

La matrice verre joue en France un rôle central dans le confinement des calcinats des solutions dites de produits de fission qui renferment aussi les actinides mineurs et des traces d'uranium et de plutonium. On essaye de plus d'y inclure des fines de dissolution et des calcinats d'évaporateurs, résidus dont les quantités vont augmenter. La matrice verre est donc appelée à être encore très utilisée pour confiner 99 % de la radioactivité des combustibles irradiés. Elle constitue la matrice de référence.

Elle a été développée au CEA depuis 1960 à la suite de tentatives de confinement des matières radioactives dans des minéraux synthétiques dont l'élaboration s'avérait trop complexe.

Les formulations actuelles des verres nucléaires et les connaissances que l'on a de leurs caractéristiques résultent de plus de trente ans de recherche et développement au CEA et, encore aujourd'hui, un effort très important est consenti pour l'étude de l'adaptabilité et des propriétés des verres**.

On a une bonne connaissance de leur comportement sous irradiation, de leur corrosion par différentes causes et du couplage entre les deux phénomènes.

L'irradiation conduit d'une façon générale à des micro-fracturations, à des micro-modifications structurales et à des micro-contraintes mécaniques. Elle peut aussi modifier la diffusion des éléments constitutifs du verre ou des éléments hôtes. La corrosion aqueuse résulte de l'interdiffusion plus ou moins rapide de certains éléments constitutifs des verres nucléaires et des protons des solutions aqueuses, ce qui affaiblit la cohésion du matériau en subsurface, mais ce phénomène fait rapidement place aux réactions de surface d'hydrolyse qui rompent des liaisons élément-oxygène. Il se produit concurremment une pellicule de gel dont le rôle n'est pas négligeable pour ralentir les réactions précédentes et retenir les radionucléides libérés par la "dissolution" du verre. A plus long terme, le gel peut évoluer vers la formation de phases cristallines nouvelles.

Sous irradiation, le taux de dissolution du verre peut être modifié, ce qui peut résulter d'effets directs sur la matrice elle-même et de la radiolyse de l'eau.

La vitesse de corrosion du verre inactif par l'eau pure est actuellement modélisée par une loi qui prend notamment en compte la teneur de l'eau en silicium, la présence du gel et la température. Elle est valable en régime statique ou dynamique. Elle a été établie sur la base de très nombreuses données obtenues en laboratoire. C'est une loi pour le court terme. Quelques expériences sur des blocs réels ont eu lieu. Tous ces résultats n'ont pas encore été vraiment confirmés sur des verres réels, dont la composition récemment établie est tout à fait conforme à celle prévue, montrant que l'on maîtrise bien la fabrication de ces verres.

** Rapport "Verres dans les stockages", 1993 et "Vieillissement des matériaux dans les stockages de déchets radioactifs", 1995 de la Commission Scientifique et Technique relative à la gestion des déchets radioactifs auprès du Conseil Scientifique du CEA - Radioactive Waste Form for the Future, W. Lutze et R.C. Ewing, North Holland, 1988.

Les prévisions à long terme sur le devenir des verres en situation de stockage dépendent beaucoup de la composition des eaux qui seront au contact des colis. A cet égard des simulations sont en cours ainsi que des expériences au laboratoire et dans des laboratoires souterrains. L'altération devrait être de l'ordre du micromètre, ou de quelques micromètres, par an. De même étudie-t-on la rétention des radionucléides par le gel d'altération. Une modélisation géochimique a été proposée.

Le principal avantage des verres est qu'ils sont amorphes, ce qui leur confère une bonne homogénéité, une bonne résistance à l'irradiation et une souplesse d'adaptation de structure à un large éventail d'éléments ou de solides (oxydes, métaux) de taille micro ou millimétriques. Ils sont faciles à réaliser : on fond simplement les calcinats avec une fritte de verre inactive.

Toutefois, comme ce sont des phases thermodynamiquement métastables, leur tendance est d'aller vers une cristallisation qui est favorisée par une température élevée et qu'il faut éviter car cela leur ferait perdre potentiellement une partie de leurs avantages. C'est pourquoi, d'ailleurs, il faut refroidir les verres nucléaires pendant la décroissance des produits de fission à vie courte qu'ils renferment.

Le problème des verres nucléaires actuels est qu'ils incorporent assez mal le sodium, lequel est pour l'instant abondant dans les solutions à vitrifier et que la charge en calcinat (oxydes de produits de fission et d'actinides) et en fines (alliages métalliques de platinoïdes) doit rester au total assez faible (6 à 12 %). Les raisons de cette limitation tiennent à des questions de structure locale assurant la cohésion du verre et de rhéologie lors de sa coulée. Enfin les conditions actuelles de coulée conduisent à une fracturation du bloc de verre. Un autre inconvénient prévisible semble être une difficulté à "digérer" les concentrats d'évaporateurs, résidus qui vont devenir importants avec la suppression de la production des boues de coprécipitation.

Le "verre nucléaire" constitue le conditionnement actuellement le mieux caractérisé, et les études conduites jusqu'à aujourd'hui montrent une bonne tenue à l'agressivité des principaux facteurs qui conduisent à son altération. Cependant, les mécanismes fondamentaux de corrosion doivent encore être étudiés, notamment l'effet de la radioactivité. De plus, il convient de chercher une modélisation du comportement à long terme des verres dans des conditions proches de celles où il pourrait être stockés. A cet égard il semble qu'il y ait peu d'analogues naturels significatifs.

7.2.2.2 Bitumes

La matrice bitume est utilisée depuis longtemps pour enrober les boues de coprécipitation résultant du traitement des effluents liquides. Ces boues sont des précipités complexes de divers sels et de floculants. En principe cette matrice ne sera plus utilisée lorsque tous les effluents seront évaporés et que les concentrats en résultant seront vitrifiés, ou, ne pouvant l'être, seront "céramisés".

Toutefois le bitume reste pour la COGEMA la solution de référence pour enrober des boues entreposées en silo.

On dispose d'une modélisation de la tenue des enrobés bitumes à l'irradiation et de leur rhéologie en fonction de la charge en boues radioactives. L'irradiation produit des gaz et modifie les propriétés physiques et chimiques initiales. Un fût renfermant environ 40 % de sels (concentrats d'évaporateur) peut accepter une activité importante (350 à 500 Ci soit 13 à 18,50 TBq), mais par mesure conservatoire vis à vis de la radiolyse l'activité est limitée à 150 Ci soit 5,55 TBq. On commence à avoir des idées sur ce que pourrait être la tenue à long terme du bitume. Son agression par l'eau conduit au relâchement de composés organiques (acides carboxyliques) et il peut être sensible à la biodégradation anaérobie pourvu que les conditions de nutrition des bactéries soient réunies (présence de phosphore en particulier).

Beaucoup reste encore à faire pour connaître la tenue à long terme des enrobés bitume en condition de stockage profond.

Les bitumes possèdent un grand pouvoir agglomérant, une bonne inertie vis à vis des agents chimiques et sont insolubles dans l'eau. A haute température, lors de la formation des enrobés, ils peuvent néanmoins réagir avec les boues, si la nature chimique de celles-ci s'y prête.

Le bitume ne peut pas être encore considéré comme une matrice définitive au sens défini plus haut, dans la mesure où il s'avère encore impossible de démontrer que les produits de dégradation des enrobés bitumes leur confèrent ou non un caractère rédhibitoire pour le long terme. La nature offre certes des exemples de bitumes très anciens, mais leur composition est très différente des bitumes utilisés pour le conditionnement des déchets.

7.2.2.3 Liants hydrauliques

Les liants hydrauliques sont des matériaux qui se solidifient dans l'eau sans s'y dissoudre.

Ils comprennent les ciments et les bétons.

Actuellement, les coques et embouts sont enrobés dans du ciment pour l'entreposage mais ce procédé va être arrêté pour être remplacé par le compactage de ces déchets métalliques qui seront mis ensuite dans des conteneurs en acier inox de même dimensions que ceux des verres, lesquels assureront le confinement des radionucléides durant le temps nécessaire à l'entreposage.

Des tentatives pour enrober des cendres d'incinérateurs type Melox sont en cours.

Les ciments ont une bonne tenue mécanique et en général une tenue appréciable à l'irradiation (qui dépend de leur teneur en eau) et un bon pouvoir de rétention des radionucléides, lequel est renforcé par la présence de leurs produits de dégradation par les eaux. Ces dernières propriétés dépendent toutefois beaucoup de leur porosité et des phases minérales qu'ils renferment. Les ions sulfate, chlorure, nitrate et ammonium sont des poisons pour les ciments et les bétons qui s'accommodent assez mal des sels d'une façon générale. Toutes les améliorations que l'on étudie vont dans le sens d'une diminution de la porosité, du retrait et des microfissurations lors de la prise, de la digestion des ions sulfate, de l'insolubilisation du strontium et du césium et de la diminution des phases hydrophiles. Les études sont nombreuses et adaptées à chaque emploi visé. Elles portent sur des ciments à fumée de silice ou alumineux et l'utilisation de différents liants. De nouveaux ciments "haute performance" devraient pouvoir être mis en oeuvre. Leurs propriétés rejoindraient celles des céramiques, ils constitueraient des "céramiques basse température".

Avec les ciments, il faut quasiment une formulation par type de résidu.

Peu d'études de base ont cependant encore eu lieu sur la caractérisation à long terme des divers ciments, malgré leur emploi massif, car tels qu'ils sont, ils permettent en général de respecter les spécifications des colis de déchets A destinés au stockage de surface.

Des études fondamentales ont été entreprises dans la perspective d'utiliser des conteneurs de haute intégrité en béton lourd pour un stockage en surface (conteneur résistant 300 ans pour des déchets en vrac) et, des conteneurs de haute performance (conteneurs résistant pendant 300 ans pour des déchets bloqués ou conditionnés). Dans ce dernier cas, il s'agit de savoir s'ils pourraient éventuellement constituer des matrices définitives pour les déchets B. Pour ce faire des études fondamentales visent notamment à comprendre l'altération de ciments par divers types d'eaux et leur tenue au rayonnement en relation avec leur capacité à retenir des radionucléides et leurs propriétés mécaniques.

Un modèle cinétique est en cours d'élaboration et de validation. Ce modèle rend compte d'une altération par l'eau proportionnelle à la racine carrée du temps, dépendant de la teneur en eau du ciment et de sa porosité. L'altération pourrait atteindre 4 cm en 300 ans pour un ciment classique CPA* contenant 40 % d'eau. Pour un ciment CLC* (ciment aux laitiers et aux cendres), elle serait réduite de moitié.

Il s'établit au contact de l'eau une zone altérée complexe dont les capacités de confinement des radionucléides doivent être étudiées. Beaucoup reste à faire pour bien comprendre la dégradation du ciment.

* Termes définis dans le glossaire

7.2.3 Matrices en voie de développement

7.2.3.1 Matrices dérivées des verres actuels

Pour remédier aux inconvénients des verres actuels, de nouvelles formulations sont recherchées pour vitrifier des solutions de produits de fission particulières, des concentrats d'effluents basiques et pour digérer les fines de dissolution dont l'importance va augmenter significativement avec les taux de combustion des combustibles.

On cherche en fait, un verre plus "universel" que le verre R7/T7. Des études fondamentales concernant la structure à l'échelle atomique et la modélisation par dynamique moléculaire de verres complexes sont en cours.

Enfin, des essais de durcissement du verre R7/T7 par incorporation d'azote en remplacement d'oxygène ou par introduction de groupements phosphates sont également en cours, pour améliorer sa qualité mécanique, réduire son altérabilité et obtenir une meilleure rétention de radionucléides tels que le césium et le technétium.

La formulation de verres pour le plutonium et le neptunium séparés est aussi envisagée ainsi que la vitrification de cendres d'incinérateur, de déchets technologiques plastiques ou de résidus secs de solutions de décontamination avec ajouts d'adjuvants. Les cendres sont des résidus dont le volume est en augmentation et dont la composition est variable.

Si elles aboutissaient, toutes ces recherches pourraient être mises en oeuvre dans les usines actuelles avec de faibles modifications de procédés.

Pour combiner les propriétés des verres (résistance à l'irradiation et à la lixiviation) avec celles de phases minérales, que l'on va aborder plus loin, un effort est porté sur la formulation de solides vitrocristallins. De même, on tentera de vitrifier des actinides mineurs dans des verres de silice et éventuellement le césium et le technétium. A cet égard on a obtenu des verres d'oxyde de silice et de néodyme simulant l'américium, renfermant jusqu'à 14 % d'oxyde de néodyme. Cette voie intéressante mérite d'être poursuivie.

Ces nouvelles voies exigeraient la mise en route de nouveaux ateliers.

7.2.3.2 Matrices cristallisées minérales

Beaucoup de solides cristallins dits "insolubles", que l'on trouve dans la nature, ont en général une bonne stabilité chimique, une bonne résistance à l'irradiation (absence d'eau résiduelle, certains même s'auto-guérissent par un lent recuit) et de bonnes propriétés mécaniques.

Leur synthèse et leur mise en forme nécessitent généralement de hautes températures et éventuellement une haute pression. A ces températures certains radionucléides peuvent être volatils, ce qui complique la mise en oeuvre des procédés. Ces solides pourraient à priori constituer des matrices définitives.

Beaucoup de résidus du retraitement peuvent être assez facilement obtenus sous forme d'oxydes. L'idée de les utiliser comme matériaux de départ, avec d'autres, pour préparer des matrices cristallisées n'est pas nouvelle. Le programme australien "Synroc"* visant à utiliser des calcinats des solutions de produits de fission est développé depuis plus de 10 ans**. C'est la matrice céramique la plus étudiée qui a certaines performances de rétention supérieures à celles des verres.

Le problème est de trouver le ou les bons solides à synthétiser, compte tenu des compositions de départ des résidus radioactifs et de leur évolution chimique, puisque la radioactivité transforme inexorablement un élément en un autre. Cela peut compliquer le problème puisqu'à long terme la nature de l'élément pour lequel on prépare un composé a changé ; il faut s'assurer que cela ne conduit pas à des incompatibilités. Un tel problème n'apparaît évidemment pas avec la matière stable.

Deux cas limites peuvent se présenter. Les radionucléides ne constituent pas la masse principale du résidu à traiter ; dans ce cas ce sont les éléments stables présents dans le résidu qui conditionnent le choix de la phase à synthétiser et les radionucléides s'accommodent du réseau cristallin et des défauts de celui-ci. Ou c'est l'inverse, les radionucléides participent alors à l'édification du réseau cristallin et leur nature chimique ainsi que celle de leurs descendants imposent le choix de la matrice. Ce cas est celui des éléments séparés dans un retraitement poussé par exemple, qui aient destinés à un stockage après conditionnement (stratégie S-C, voir chapitre 5).

La caractérisation à long terme est d'autant plus facile que la matrice résultante est simple et que l'on peut s'appuyer sur des analogues naturels.

Un exemple correspondant au premier cas a été donné en utilisant des concentrats d'évaporateurs issus de l'installation STEL de Saclay* qui sont très riches en sodium et dont la charge en radionucléides, essentiellement en césium, est insignifiante, pour synthétiser la "Néphéline".

* Termes définis dans le glossaire

** A Jostons, Status of Syncroc Development. Proceedints of 9th Pacific Basin Nuclear Conference, 1-6 may 1994, Sydney, ANSTO, PMBI, Menai 2234, NSW, Australia. 3rd International Information Exchange Meeting on Actinide and Fission product Partitionning and Transmutation, Cadarache, 12-14 december 1994.

C'est un minéral naturel (silicoaluminate de sodium et de potassium) dans lequel le césium peut être en substitution du sodium. Cette "matrice" est dite matrice céramique par référence à son mode d'obtention à haute température, 800 à 1300 °C sous la pression atmosphérique. Sa caractérisation est en cours. Un livre de procédé doit être prêt fin 1996. Bien que ces déchets doivent aller en surface cette matrice pourrait être une matrice définitive.

Des essais de formulation, de fabrication à 1100 °C et de caractérisation pour le long terme d'une céramique complexe silicoalumineuse à base des calcinats de boues de STE3* ou STE2* (actuellement bituminisés ou voués au bitumage ?) sont en cours. Ici, il s'agirait d'une voie alternative au bitume.

Pour ce qui concerne des matrices du deuxième type, deux familles de composés sont en cours d'étude, les apatites (phosphates ou vanadates) et les monazites (phosphates), réputées à juste titre pour leur capacité à accueillir de nombreux éléments. Actuellement une apatite vanadoplombique à l'iode est en cours de caractérisation pour le long terme. Sa synthèse est délicate et doit se faire sous pression élevée pour éviter la volatilisation de l'iode. Sous réserve de résultats montrant une très faible solubilité de l'iode à partir de ce composé, il pourrait constituer une matrice définitive pour l'iode, au cas où cet élément ne pourrait plus être dispersé en mer.

D'autres composés sont à l'étude pour bloquer un actinide dans une matrice minérale. Il s'agit de membres de la famille des Britholites (fluorophosphosilicates). Ils peuvent être obtenus par voie sèche et par réaction à l'état solide, dans une large gamme de température et de pression. On en a préparé avec du néodyme (pour simuler l'américium ou le curium) et avec de l'uranium (pour simuler le plutonium). Restent à faire tous les essais de caractérisation en inactif et en actif.

Dans le même but d'utiliser des actinides séparés, des monazites au néodyme et à l'uranium ont été préparés par précipitation à partir d'un mélange aqueux, séchage, calcination et frittage. Ici aussi tous les essais de caractérisation pour le long terme restent à faire.

On trouve dans la nature quantité de minéraux d'âges très anciens incluant des éléments lourds et bien connus des minéralogistes.

7.2.3.3 Matrices métalliques

Les propriétés physiques de l'état métallique solide pour les éléments métalliques courants sont bien connues (solidité, résistance à l'irradiation, conduction de la chaleur, homogénéité). Il existe de nombreux alliages ou solutions solides métalliques qui résistent bien à la corrosion aqueuse (souvent renforcée par passivation) et ces matériaux pourraient être à priori de bonnes matrices définitives.

Certains déchets de retraitement, coques (zircaloy, acier inox) et embouts (acier inox), déchets technologiques métalliques (ferrailles de démantèlement), oxydes, etc., sont susceptibles d'être fondus, et le sont, par diverses techniques bien maîtrisées au CEA. La fusion des coques de zircaloy, qui constitue aujourd'hui un déchet B de grand volume, par induction en creuset froid et en présence de fondant est accompagnée d'une décontamination et d'une réduction de volume et de surface libre importantes. Ainsi fondues, les coques apparaissent comme de gros lingots massifs dont on peut penser qu'ils résisteraient longtemps à une corrosion aqueuse. La corrosion des lingots inactifs et actifs en milieu très agressif de chlorure est en cours d'étude.

Les fines de dissolution qui sont des alliages métalliques de platinoïdes pourraient être fondues avec les coques ou d'autres métaux comme du cuivre.

7.2.3.4 Matrices diverses

Des températures très élevées peuvent être obtenues avec la technique en creuset froid et cela permet de fondre métaux, oxydes et sels en grande quantité, (100 kg/heure). On peut ainsi penser à fondre un certain nombre de résidus seuls ou avec des fondants, par exemple les calcinats de solutions de produits de fission, les fines et les cendres d'incinération. Cela conduirait à des phases solides, dont il faudrait apprécier la qualité en tant que matrices définitives.

7.2.4 Recommandations concernant les matrices

La majorité des travaux développés par le CEA concernent des matrices et des conditionnements de déchets B et C en vue d'un stockage géologique et cela apporte indirectement des informations pour l'entreposage de longue durée.

Les verres nucléaires, dont la fabrication est maîtrisée, sont certainement de bonnes matrices pour les calcinats des solutions actuelles de produits de fission qui sont essentiellement des mélanges d'oxydes de produits de fission et d'actinides. Ils permettent aussi un entreposage de longue durée. **La Commission recommande de poursuivre les recherches de verres adaptés pour faire face aux nouveaux types de déchets radioactifs du ou des retraitements futurs et de poursuivre la modélisation de leur comportement à court et long terme dans des conditions réalistes de stockage. Cela implique de connaître au mieux les conditions qui régneront dans le champ proche.**

Le bitumage va être abandonné. Cette matrice, telle qu'elle est actuellement formulée, se prête à un entreposage, mais ses qualités de matrice définitive ne sont pas démontrées. L'apparition d'options éventuelles de conditionnement plus performantes que le bitumage, telles que celles décrites au paragraphe 7.2.3.2 devrait logiquement conduire à ne pas procéder dès à présent au bitumage des boues anciennes de La Hague. Il convient également d'examiner comment le stock d'enrobés bitume existant pourra être traité (reprise ?). **La Commission recommande donc de poursuivre l'étude du comportement du bitume pour le long terme.**

Les ciments et ses dérivés constituent de bonnes matrices d'enrobage pour l'entreposage. Du point de vue long terme, et dans la mesure où un conteneur haute intégrité en béton serait utilisé comme conteneur de colis destinés au stockage profond, **la Commission recommande de poursuivre et même d'accélérer les études de comportement à long terme des liants hydrauliques et de développer une modélisation pour des conditions de stockage. Les recherches sur les ciments haute performance sont également à continuer.**

Les recherches prospectives vers de nouvelles matrices sont orientées dans plusieurs directions :

- recherche de meilleurs verres,
- recherche de matrices type céramique,
- recherche de combinaison des deux (vitrocéramiques) et fusion de métaux.

Les matériaux radioactifs cibles sont ceux qui risquent d'apparaître dans le futur, mais aussi des déchets non encore conditionnés. Ils sont divers : nouvelles et anciennes solutions de produits de fission, fines de dissolution, concentrats d'évaporateurs, cendres d'incinération, éléments qui seraient séparés dans un retraitement poussé. **Au stade actuel d'une recherche prospective, cette diversité n'apparaît pas superflue. La Commission recommande de veiller à ce que cette recherche soit bien coordonnée.**

La mise au point d'une matrice est une opération de longue haleine. Il faut donc laisser se développer suffisamment les recherches dans une voie donnée avant d'effectuer des choix pour approfondir l'une d'elles, par exemple, entre apatites, monazites ou autres minéraux très stables. **Le temps prévu par la loi étant néanmoins limité, cela implique impérativement de renforcer les moyens humains dans certains secteurs où l'on prévoit de ne plus pouvoir mener de front l'ensemble des études exploratoires.**

Les recherches sur les matrices céramiques, dont le Synroc est un exemple souvent cité, doivent être très soutenues. La grande variété des minéraux qui peuvent les constituer offre beaucoup de possibilités. Elles se prêtent certainement mieux à l'incorporation d'éléments majoritairement bien identifiés et en petit nombre qu'à celui de l'incorporation de l'ensemble des produits de fission, des actinides et des fines.

Le cas des éléments séparés est évidemment le cas idéal où la recherche peut conduire à des composés définis pratiquement insolubles. Il apparaît comme un point clé de la stratégie Séparation-Conditionnement évoquée précédemment. La Commission recommande de le soutenir particulièrement.

Enfin le CEA a une parfaite maîtrise de la fusion à haute température à débits de matière importants, ce qui ouvre des perspectives intéressantes dans le domaine de la fusion des métaux et des mélanges d'oxydes. **Cette technologie ne doit surtout pas être perdue.**

La prévision du comportement à long terme pose un problème méthodologique (et expérimental) compliqué. Par ailleurs, les "matrices" à qualifier sont variées. La Commission recommande qu'un important effort de réflexion et d'harmonisation des tests soit rapidement entreprises afin que l'on puisse faire des comparaisons significatives entre les matrices conduisant à des modélisations en champ proche et lointain. S'agissant de matrices incorporant de la radioactivité les effets cumulés de l'irradiation doivent être particulièrement pris en compte.

La référence aux analogues naturels et archéologiques, bitumes, verres, paraît indispensable dans l'approche de ce problème.

7.3 LE CONDITIONNEMENT DES DECHETS ANCIENS EN VRAC

7.3.1 Stratégies - Calendrier de reprises

A fin 1991, l'inventaire des déchets entreposés en vrac s'établissait au total à 21.000 m³ dont la moitié environ était constituée des boues et concentrats du site de la Hague (voir tableau 3.1 au chapitre 3).

D'une manière générale, il faut considérer deux grandes catégories de déchets en vrac, la première est composée essentiellement de boues, concentrats et solvants, la seconde est composée de déchets de procédés et technologiques, solides et majoritairement métalliques. L'ensemble de ces déchets a été produit pour l'essentiel au cours de la première phase d'exploitation des usines de La Hague et de Marcoule, époque à laquelle ne se pratiquait pas le traitement en ligne des déchets.

Rappelons que la Règle Fondamentale de Sûreté III-2-f du 10 juin 1991 stipule que *"la conception des colis de déchets doit permettre d'assurer, d'une part la sûreté des phases préalables au stockage définitif (entreposage, manutention, transport), d'autre part une pérennité suffisante des caractéristiques du colis de déchets ou des matériaux dans lesquels il est placé (températures limites à ne pas dépasser, tenue à l'irradiation,...)"*.

La reprise des déchets entreposés en vrac dans le but de les conditionner fait l'objet de demandes des autorités de sûreté aux exploitants détenteurs de tels déchets, essentiellement COGEMA. Des études ont été entreprises depuis une dizaine d'années sur les conditions de reprises des déchets de procédé, notamment des boues entreposées à La Hague.

Avant de décider du choix d'un conditionnement approprié au déchet et potentiellement acceptable pour le stockage définitif, il est nécessaire de disposer d'informations sur la composition chimique et radioactive des déchets et sur les techniques de reprise utilisables.

L'inventaire radioactif du déchet est essentiel pour évaluer les traitements éventuels qui pourraient permettre par décontamination de le faire passer de la catégorie B à la catégorie A directement acceptable en stockage définitif de surface. Cette possibilité peut être assez largement ouverte pour les déchets technologiques (technique de décontamination en plutonium par le procédé électrolytique à l'argent) et métalliques (techniques de décontamination surfacique ou décontamination massique par fusion avec ajout de laitier).

Enfin, avant de décider du calendrier à adopter, il faut pouvoir disposer d'informations sur :

- les garanties de pérennité de confinement des cuves ou silos, de conception ancienne, sur les 10 à 20 années à venir,
- la possibilité d'application de nouvelles normes de sûreté à ces entreposages,
- le coût de la surveillance et de la maintenance des installations,
- les échéances de mise à disposition des procédés de reprise, des techniques de traitement pour réduire éventuellement l'activité et le volume des déchets et, enfin, des conditionnements les mieux adaptés aux critères de stockage qui seront fixés par l'ANDRA.
- la conception et le coût de nouvelles installations d'entreposage pour les déchets conditionnés ou conteneurés.

La décision du calendrier de reprise et de conditionnement des déchets encore entreposés en vrac ne peut être prise globalement mais au cas par cas en fonction des caractéristiques spécifiques des déchets, de l'état des entreposages actuels, et des connaissances disponibles pour répondre aux questions énumérées ci-dessus. Le critère prépondérant est de garantir la sûreté des entrepôts.

7.3.2 Choix et prévisions techniques

Nous devons considérer le colis de déchets, constitué en général d'une matrice dans laquelle les déchets sont incorporés, l'ensemble étant disposé dans un conteneur et éventuellement dans un surconteneur.

7.3.2.1 Les matrices

Les matrices en cours d'utilisation et celles en cours de développement sont décrites aux points 7.2.2 et 7.2.3 de ce chapitre.

Ces matrices constituent le catalogue parmi lequel les exploitants pourront faire le choix du matériau le mieux adapté aux déchets en vrac à reprendre.

7.3.2.2 Les conteneurs

Dans les cas où il paraîtrait préférable de ne pas immobiliser de manière quasiment irréversible certains déchets, à forte teneur en éléments à vie longue par exemple, des solutions d'attente sont envisageables tout en assurant la sûreté indispensable à court et moyen termes. Ces solutions reposent sur l'utilisation des conteneurs de haute intégrité (CHI)*. Les déchets en vrac susceptibles d'être placés dans un conteneur à haute intégrité sont des solides tels que cendres, boues séchées, concentrats ou échangeurs d'ions séchés, déchets technologiques sous réserve que ces déchets ne soient pas agressifs vis à vis des matériaux du conteneur et n'évoluent pas physiquement ou chimiquement de façon à dégrader la sûreté de l'entreposage.

La distinction entre les déchets en vrac anciens et les déchets technologiques non conditionnés (simplement bloqués) produits dans le futur et appelés à être entreposés dans des conteneurs de haute intégrité n'influe pas sur les fonctions requises pour le conteneur, qui doivent donc être examinées sur un plan général.

7.3.3 Recommandations concernant l'entreposage des déchets anciens en vrac

La Commission recommande que les décisions à prendre pour le devenir des déchets entreposés en vrac soient prises au cas par cas selon le type de déchet et les conditions de son entreposage actuel. Ces décisions devront répondre à deux préoccupations qui peuvent conduire à des solutions techniques différentes, voire contradictoires. La première préoccupation est le respect absolu de la sûreté à court terme ; la seconde vise à mettre le déchet en état d'être traité ou stocké selon les critères qui seront définis pour son évacuation définitive.

* Terme défini dans le glossaire

Plusieurs options peuvent être envisagées pour concilier ces deux préoccupations : la réalisation de colis conditionnés ou simplement conteneurés, ou la réalisation de nouveaux entreposages en vrac si l'on considère qu'une solution d'attente pour un traitement ultérieur est préférable.

Les études relatives aux déchets anciens, devront être cohérentes avec celles relatives au retraitement poussé et concrètes pour conduire à des colis spécifiés compatibles avec le concept de stockage.

La Commission recommande qu'un examen détaillé soit fait pour chaque entreposage en tenant compte des perspectives à long terme et notamment des critères d'acceptation par l'ANDRA des colis définitifs, avant toute décision motivée par la sûreté à court terme.

7.4 LE ROLE DU COLIS DES DECHETS B

7.4.1 Spécifications des conteneurs

Elle découlent des fonctions demandées aux conteneurs ; celles-ci sont multiples suivant les situations considérées :

- colis entreposés en surface en attente d'un stockage géologique,
- colis entreposés en profondeur en attente de fermeture d'un stockage géologique (réversibilité),

Les fonctions dévolues aux conteneurs doivent intégrer les diverses situations précitées et les études des conteneurs à haute intégrité sont menées de manière à répondre à toutes les exigences correspondantes.

La possibilité d'utiliser les conteneurs à haute intégrité pour les déchets de catégorie A stockés en surface conduit à fixer leur durabilité à 300 ans, ce qui signifie qu'aucune défaillance du conteneur n'est admise durant cette période qui mette en cause les fonctions de confinement des radionucléides contenus, de résistance mécanique et d'intégrité des dispositifs nécessaires à la manutention en cas de reprise du colis. Le conteneur doit satisfaire à ces fonctions dans les diverses situations envisagées, et notamment résister à l'agression des eaux d'infiltration. La réalisation d'un tel conteneur à haute intégrité permettrait d'éviter un éventuel surconteneurage lors de la mise en stockage géologique profond.

7.4.2 Matériaux utilisables pour les conteneurs

7.4.2.1 Le béton

C'est un matériau bien adapté à la réalisation de conteneurs pour sa souplesse d'utilisation, sa nature chimique, ses performances mécaniques et son coût modéré. Le béton possède néanmoins des caractéristiques moins favorables à d'autres égards pour cet usage : la perméabilité à l'eau du béton qui doit être très faible alors qu'une perméabilité minimale aux gaz peut être nécessaire ; la présence d'eau libre et de minéraux hydratés instables ou métastables ; le risque d'interaction chimique avec certains ions agressifs tels que sulfates, chlorures, nitrates et ammonium. Dans la conception d'un conteneur en béton, une attention particulière doit être portée à la fermeture du bouchon. Comme il a été décrit au point 7.2.2.3 de ce chapitre, de nombreuses études fondamentales et appliquées sont en cours sur les qualités de béton à utiliser et leur comportement suivant leur environnement.

Le béton associé à d'autres matériaux est également utilisé et étudié, tels que le béton armé, l'amiante-ciment (CAC)* et le béton fibre (fibres de fonte)*. Des études très poussées sur le comportement de ces différents conteneurs et, par modélisation, de leur durabilité prévisible ont permis de sélectionner comme conteneur de haute performance le conteneur béton-fibre (CBF)* vis à vis d'un stockage de 300 ans au Centre de Stockage de l'Aube (CSA). Pour ce faire, le CBF répond aux spécifications de l'ANDRA :

- durée de vie du conteneur supérieure ou égale à 500 ans,
- pourcentage cumulé d'enveloppes détériorées au cours du temps au plus égal à :

0,1 % à $t = 0$
1 % à $t = 100$ ans
12 % à $t = 300$ ans,

- pourcentage de couche confinante détériorée pendant 300 ans de stockage voisin de 0 %.

On peut donc considérer, qu'a fortiori, le CBF* présentera les garanties de durabilité requises pour l'entreposage de longue durée de colis de type B puisque l'on peut s'attendre à l'absence d'eaux de ruissellement dans ces entrepôts.

* Termes définis dans le glossaire

7.4.2.2 Les métaux

Ils présentent de nombreux avantages et ont été utilisés très tôt pour la réalisation de conteneurs de déchets ; ils présentent une excellente tenue mécanique, leur utilisation fait appel à une technologie existante ce qui permet également une fermeture aisée du couvercle du colis. Ils peuvent par contre présenter des risques de corrosion en présence de certaines espèces chimiques (hydrogène, ions chlorure et fluorure), ou par effet électrochimique entre déchets métalliques et conteneur. Enfin, suivant la nature du métal employé le coût peut être élevé.

Le plus couramment utilisé est un fût en **acier au carbone** (acier noir, acier doux) parfois peint intérieurement et extérieurement. Ces fûts s'avèrent très sensibles à la corrosion et aux chocs. Le conteneurage en acier au carbone, peu coûteux, bien adapté à la collecte et à un entreposage préalable à un traitement, ne présente pas les garanties suffisantes pour faire face à un entreposage de longue durée sur plusieurs dizaines d'années. La réversibilité, c'est-à-dire la manutention permettant le désentreposage, sans accroissement du risque de contamination, ne peut être garantie.

Des fûts en acier inoxydable sont utilisés pour les enrobés bitume produits à la STE3 de la Hague et pour les coques et embouts cimentés produits également à la Hague.

Dans les deux cas, les examens faits sur les conteneurs d'une part, et une estimation tenant compte des conditions d'entreposage d'autre part, montrent que l'objectif de manutention après 50 ans peut être garanti.

Des conteneurs métalliques sont également en développement comme conteneurs consommables, donc utilisés avec de fortes épaisseurs (acier coulé, acier forgé, fonte et fonte recyclée) et des conteneurs résistants (cuivre, hastelloy, titane et ses alliages), particulièrement étudiés à l'étranger.

7.4.2.3 Les matériaux polymères

Ils sont également utilisés ou à l'étude, en général sous forme de composites. On trouve aux Etats-Unis et au Japon des composites en béton-fibres et polyéthylène ainsi que du béton-polymère armé en fibre d'acier. Le CEA étudie un conteneur haute intégrité constitué d'un treillis en fibre de verre et polyéthylène haute densité.

7.4.3 Moyens d'expertise et de caractérisation des colis de déchets B

Que ce soit pour évaluer l'aptitude d'un colis à être une première barrière satisfaisante en stockage profond, au sens de la RFS III 2-f, ou pour évaluer la sûreté de l'entreposage, il est nécessaire de caractériser de façon générique chaque type de colis de déchets et d'évaluer correctement l'activité de chaque colis individuel. La caractérisation porte sur le déchet brut, le conteneur, le contenu ou l'ensemble du colis.

Les exigences des autorités de sûreté et de l'ANDRA ont été croissantes et ont conduit à des mesures de plus en plus précises, à des seuils de plus en plus bas, de radionucléides de plus en plus nombreux. Ainsi pour les radionucléides émetteurs β à longue période, la réponse est inaccessible à la mesure directe du colis et doit faire appel à l'analyse destructive du déchet brut par échantillonnage.

Ces mesures ont une conséquence directe sur le classement d'un colis entre les catégories A et B. On ne peut décrire ici les nombreuses méthodes de mesure destructives et non-destructives qui ont été développées et les installations consacrées à ces caractérisations réalisées principalement au CEA mais aussi chez les exploitants industriels pour les mesures sur les déchets bruts.

7.4.4 Recommandations concernant les colis de déchets B

Les exigences, tant sur la matrice que sur les conteneurs des colis de déchets B, et les spécifications correspondantes découlent de la nature des déchets et des situations d'entreposage et de stockage définitif auxquelles ils seront confrontés.

S'agissant des études des matériaux à utiliser et de la conception des colis, les analogies sont nombreuses avec les études menées pour les colis de déchets A stockés en surface et pour lesquels les exigences de durabilité sont de 300 ans.

En prenant aussi en considération les fonctions dévolues au colis de déchets B en situation de stockage géologique (chapitre 6), on peut considérer, en ce qui concerne les études, que l'on couvre toutes les hypothèses de durée "d'entreposage à long terme".

La Commission recommande donc la poursuite des études et des conteneurs à haute performance et haute intégrité telles qu'elles sont lancées et de nouvelles matrices compatibles. Il faudra s'attacher tout particulièrement aux études d'interfaces déchets/conteneurs et conteneurs/environnement extérieur qui conditionnent la durabilité du confinement.

7.5 ENTREPOSAGE

7.5.1 Les conditions de l'entreposage

La sûreté des entreposages de déchets repose sur le principe de l'interposition de barrières artificielles multiples entre les substances radioactives contenues dans les déchets et l'environnement. L'intégrité de ces barrières doit être garantie dans le temps, ce qui nécessitera une surveillance sur toute la durée de l'entreposage.

La première barrière que constitue le colis de déchets a été longuement décrite précédemment ; ce seront donc les ouvrages d'entreposages qui seront décrits maintenant. Les différentes barrières artificielles d'un entreposage de déchets seront constituées par les divers éléments des ouvrages assurant le confinement statique, complétés si nécessaire par un confinement dynamique permettant le maintien d'une cascade de dépression ou d'un balayage pour l'évacuation des gaz comme l'hydrogène ou l'évacuation des calories.

Dans le cadre de l'élaboration du dossier de sûreté, on s'efforcera d'identifier tous les risques potentiels (d'origine interne et externe) durant toute la période d'entreposage, risques qui seront analysés pour aboutir à la réalisation de l'entreposage.

La difficulté pour atteindre ces objectifs, dans le cas d'entreposages de très longues durées, est d'établir une démonstration crédible valable sur une longue période, au cours de laquelle la probabilité d'occurrence de certains événements devient forcément plus importante.

Les colis entreposés devront être à l'abri des intempéries et, si de très longues périodes d'entreposage sont envisagées, le comportement des installations vis à vis d'agressions externes (séismes, inondations, chutes d'avions,...) devra être étudié avec soin.

Enfin, il faut rappeler le rôle du terrain recevant l'installation vis à vis des liquides dans le cas de fuites conduisant à une dissémination de matières radioactives.

La possibilité de surveillance des barrières, notamment du colis de déchets, constitue un élément fondamental de la démonstration de la sûreté de l'entreposage. La possibilité de reprise des colis tout au long de l'entreposage est nécessaire et des cellules d'examen des colis doivent être incluses dès la conception de l'installation.

7.5.2 Les entreposages existants et en développement dans l'option retraitement

Les volumes de déchets entreposés actuellement sont donnés dans le tableau 3.1 du chapitre 3. Ces divers déchets sont entreposés dans des structures de conceptions différentes et plus ou moins anciennes qui font l'objet de la description ci-après.

7.5.2.1 Silos

Construits dès les années 60 pour entreposer des déchets de la filière graphite-gaz tels que gaines et bouchons en magnésium, âmes graphite, chemises de graphite et fils de selle en acier inoxydable, les silos sont des logements enterrés en béton d'épaisseur 60 cm à 1,3 m ; la profondeur des silos est de 7 à 10 m et ces silos sont couverts par un hangar en bardage léger, celui-ci étant équipé d'une ventilation comportant une détection d'incendie.

A quelques variantes près, on trouve une trentaine de ces silos, de volume unitaire 150 à 300 m³ sur le site de Marcoule ; deux silos isolés à La Hague, l'un contenant trois cuves cylindriques de 400 m³, l'autre deux alvéoles de 2 500 m³ dont une seule est utilisée, ces silos contenant des déchets de la filière graphite-gaz. De plus à la Hague un grand silo a été construit en 1976 auprès de l'installation Haute Activité Oxyde (HAO) pour recevoir les coques en zircaloy provenant du gainage des crayons de combustibles. Cet entreposage s'effectue sous eau et bénéficie d'une ventilation séparée.

7.5.2.2 Fosses

Des fosses enterrées en béton ont été construites dans les années 60, notamment à Marcoule, pour recevoir des déchets technologiques divers. Ces fosses ne sont pas ventilées et sont recouvertes de dalles à recouvrement pour les protéger des intempéries. Ces fosses, d'une profondeur de 4,8 m et d'une largeur de 14,3 m, sont drainées, et peuvent recevoir des colis empilés sur 5 niveaux.

7.5.2.3 Puits

Les puits ont été conçus pour les déchets irradiants ou émetteurs de chaleur de type B ou C.

Pour les déchets de type B cette forme d'entreposage est pratiquée dans les centres CEA de Saclay et de Cadarache depuis de nombreuses années.

A Saclay, les entreposages sont constitués d'une centaine de tubes en fibrociment de 7 m de longueur et 0,4 m de diamètre placés dans des ouvrages enterrés en béton armé ; ces puits ne sont pas ventilés.

A Cadarache on trouve six modules enterrés dont la conception initiale a fait l'objet d'améliorations par l'adjonction de puits chemisés, de buses en béton armé ou d'alvéoles. Ces divers modules sont composés de puits de 5 à 7 m de hauteur et de diamètre 20 à 35 cm pour les tubes d'acier, 0,5 à 2 m pour les tubes en béton et 1 m pour les tuyaux "BONNA" en tôle d'acier soudé. Le drainage a également été modifié, et, pour certains, une couverture mobile a été mise en place ainsi que des bouchons de protection biologique sur les têtes de puits.

Pour les déchets de type C (conteneurs de verre) des tubes, où sont empilés 9 à 10 conteneurs, sont placés dans une structure en béton, modulaire et équipée d'une ventilation forcée avec possibilité de réglage du débit d'air dans chaque puits. Après plusieurs années de décroissance le module peut être placé en convection naturelle.

Ce concept est mis en oeuvre depuis 1978 à Marcoule où l'Atelier de Vitrification (AVM) comporte cinq modules d'une capacité totale de 3 800 conteneurs.

A la Hague, les deux ateliers de vitrification R7 et T7 disposent chacun d'une capacité d'entreposage, basée sur le même concept, de 4 500 et 3 600 conteneurs.

7.5.2.4 Hangars

Les hangars sont des constructions légères sur une semelle en béton ayant pour but principal de protéger les colis de déchets des intempéries.

On trouve des hangars sur le centre de Cadarache pour des colis de catégorie B non irradiants, à Marcoule un bâtiment de ce type abrite sur 600 m² des déchets tritiés et des déchets alpha conditionnés. Enfin à Valduc les déchets tritiés sont également entreposés dans deux hangars, l'un à ventilation naturelle, l'autre avec extraction et cheminées.

7.5.2.5 Casemate

Le terme de casemate s'applique à Marcoule à des ouvrages en béton recouverts de terre dans lesquels sont entreposés des fûts de bitume. La manutention des fûts est effectuée par des engins automoteurs blindés ce qui garantit la réversibilité de l'entreposage même pour des fûts endommagés.

7.5.2.6 Halles en béton

L'extrapolation du concept ci-dessus à de plus grands volumes et à une manutention à distance a conduit à la conception que l'on rencontre actuellement à La Hague pour les déchets de type B. Les ensembles modulaires sont ventilés et les moyens de manutention à distance sont communs à plusieurs modules.

Quatre modules d'une capacité totale de 20 000 fûts de bitume ont été construits près de la STE 3*. Par ailleurs dans l'atelier EDS, ont été construits trois modules pour coques et embouts d'une capacité totale de 2 500 colis et 4 modules d'une capacité totale de 6 000 colis pour les déchets technologiques cimentés.

7.5.3 Les entreposages dans l'option stockage direct de combustibles

On distingue deux grandes catégories d'entrepôts de combustibles irradiés, la première utilise la protection biologique de l'eau, les combustibles étant conservés dans des piscines, la seconde utilise des protections biologiques solides, les combustibles étant conservés à sec.

7.5.3.1 Entreposage en piscines

Ce mode d'entreposage, très largement utilisé depuis les réacteurs jusqu'à l'alimentation des usines de retraitement, n'a pas fait l'objet de présentation particulière à la Commission. D'exploitation aisée, ces piscines ont été utilisées dès le démarrage de l'industrie nucléaire, les innovations essentielles ont porté sur la conception antisismique (patins), les systèmes de décontamination et de purification de l'eau (NYMPHEAS à la Hague) et les agencements de densification des combustibles (conteneurs et paniers) afin d'augmenter la capacité des piscines.

Les piscines de l'ensemble industriel de retraitement de la Hague pourront ainsi voir leur capacité totale portée à 12 000 tonnes de métal lourd, si nécessaire. Leur durée d'exploitation est prévue pour être au moins égale à celles des usines qu'elles alimentent, c'est-à-dire une quarantaine d'années d'après les estimations actuelles.

* Termes définis dans le glossaire

On peut citer à l'étranger l'installation CLAB suédoise implantée à Oskarshamn pour constituer un entreposage de combustibles irradiés en attente du stockage définitif. Il s'agit d'une installation à 2 niveaux, les constructions de surface servant à la réception des combustibles et à leur déchargement ainsi que des dispositifs auxiliaires de purification et de refroidissement d'eau et des systèmes de contrôle. Les piscines d'entreposage sont situées sous terre, le sommet de la cavité souterraine se trouvant à 25-30 m sous la surface. Quatre piscines de 3 000 m³ d'eau d'une capacité de 300 conteneurs chacune sont situées dans une cavité creusée dans la roche, de 120 mètres de long. Chaque conteneur a une capacité de 25 assemblages BWR ou de 9 assemblages PWR, portant à 5000 tonnes d'uranium la capacité totale du CLAB. (voir annexe 4).

Mise en exploitation en 1985, cette capacité suffira pour les besoins jusqu'en 2004. Au delà une nouvelle capacité sera aménagée afin de porter la capacité totale à 9 000 tonnes, valeur estimée nécessaire pour l'ensemble du programme électronucléaire suédois. Le début des opérations de conditionnement des combustibles est prévue de débuter en l'an 2007 ; les combustibles conditionnés dans le composite cuivre/acier seront ensuite entreposés à sec en attente de la mise en opération d'un stockage définitif souterrain.

7.5.3.2 Entreposage à sec

L'entreposage à sec peut se diviser en deux familles, l'une regroupant les installations basées sur la conception "puits", telle qu'elle a été décrite pour les conteneurs de verre, de Marcoule et de La Hague, nous l'illustrerons par le système "CASCAD"* , l'autre rassemblant tous les systèmes d'entreposage "en châteaux" pour lesquels nous retiendrons à titre d'exemple le "Château POLLUX"*. (voir annexe 4).

7.5.3.2.1 CASCAD (CASemate de CADarache)

L'installation CASCAD a été conçue pour entreposer pendant plusieurs dizaines d'années (jusqu'à 50 ans) les combustibles d'EL4 et du réacteur OSIRIS.

L'installation est constituée d'une casemate parallélipédique semi-enterrée en béton (1,2 m d'épaisseur) contenant 319 puits métalliques verticaux de 8,2 m de hauteur, ces puits étant suspendus à la dalle supérieure de la casemate. Une cellule de manutention et une cellule de déchargement sont situées au dessus de cette dalle. La capacité est d'environ 180 tonnes d'uranium pour un dégagement thermique maximum de 200 KW. La ventilation est complètement passive (convection naturelle).

* Termes définis dans le glossaire

7.5.3.2.2 Château POLLUX

Ce système a été développé en Allemagne, d'abord avec le château CASTOR, destiné au transport des combustibles irradiés, dont le château POLLUX destiné à l'entreposage est dérivé.

Le conteneur rempli des assemblages irradiés consolidés est placé au centre du château, de forme cylindrique et constitué de plusieurs épaisseurs métalliques assez complexes afin d'éviter tous risques de criticité et de permettre une bonne évacuation de la chaleur. Ces structures comportent du cuivre, de l'acier au bore, de l'acier inoxydable et aussi des modérateurs en graphite. Le château a un diamètre extérieur de 1,56 m (sans compter les plots de manutention) et une hauteur de 5,6 m. Son poids est de 80 tonnes et sa capacité de 8 ou 9 assemblages soit 4 à 5 tonnes d'uranium.

7.5.4 Conclusions et recommandations concernant l'entreposage

7.5.4.1 Recommandations pour les entreposages dans l'option retraitement

La Commission recommande qu'une attention particulière soit portée :

- **aux entreposages anciens, et principalement à la qualité de confinement des matières radioactives au niveau des différentes barrières.** Les conditions de reprise et de mesures des colis de déchets contenus doivent être étudiées de manière à procéder tout d'abord au tri des déchets afin d'évacuer vers l'ANDRA ceux qui relèvent de la catégorie A et à conditionner ou reconditionner les déchets dont l'état est incompatible avec les durées d'entreposage encore nécessaires (au minimum 20 à 30 ans).
- **à la réalisation d'entrepôts modernes, du type "Halles en béton", tels que ceux réalisés à La Hague, offrant les meilleures garanties d'entreposage et de déstockage.** Ces réalisations sont à programmer en fonction des prévisions de production des déchets de types B et C dans les décennies à venir.

Enfin, la Commission souhaite qu'une réflexion soit menée sur la conception d'entreposage de longue durée, c'est-à-dire d'une durée supérieure aux 50 ans qui servent, de référence aux entreposages actuels, et pouvant aller jusqu'à 300 ans pour certaines catégories de déchets, par exemple de déchets à vie longue issus de séparations qui seraient réalisées suivant le concept de l'axe 1 de la loi. Dans cet esprit, une mise en conteneurs ou surconteneurs de haute intégrité ou de haute performance devra être examinée.

7.5.4.2 Recommandations pour les entreposages dans l'option stockage direct des combustibles

Les entreposages dans l'option du stockage direct des combustibles n'ayant pas fait l'objet de présentation particulière à la Commission, celle-ci souhaite :

- **que les organismes concernés (COGEMA, CEA...) préparent dans un futur proche un document relatant l'état des lieux des combustibles entreposés en l'état, les options retenues pour le devenir des combustibles en fonction des quantités déchargées, des calendriers d'étude et de construction des entreposages correspondant aux scénarios retenus,**
- qu'un retour d'expérience de l'installation Cascad lui soit présenté et que les producteurs concernés par cette installation évaluent les besoins jusqu'à l'exploitation d'un site de stockage.

7.5.4.3 Recommandations pour l'entreposage en général

La sûreté des entreposages de longue durée repose à la fois sur les colis et sur l'installation. Comme dans tout système multibarrière, l'importance relative accordée à un élément donné du confinement dépend de la conception du système global.

Sans reprendre l'ensemble des recommandations déjà faites au cours de ce chapitre, concernant à la fois les matrices de conditionnement, les colis de déchets B, la reprise des déchets en vrac et les entreposages dans les options retraitement et stockage direct des combustibles, **on peut considérer que le terme de "surface" utilisé dans le texte de la loi doit s'interpréter en opposition à celui de "profondeur" lié aux stockages géologiques et qu'il n'exclut pas les ouvrages de subsurface à une profondeur inférieure à 50 m (type CLAB suédois).**

La Commission souhaite que l'on ajoute aux recommandations précédentes une étude d'un tel entreposage en subsurface qui présente des avantages certains comme la facilité de contrôle des accès, la mise à l'abri des accidents majeurs (moindre sensibilité aux séismes, chutes d'avions, conflits armés, incendies de surface..), et la mise à l'abri naturelle des intempéries.

Annexe 1

**Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative
aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs***

L'Assemblée nationale et le Sénat ont adopté,
Le Président de la République promulgue la loi dont la teneur suit :

Art. 1er. - La gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue doit être assurée dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération les droits des générations futures.

Art. 2. - Il est inséré, après l'article de la loi n° 76-663 du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement, un article 3-1 ainsi rédigé :

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

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

Art. 3. - Le stockage en France de déchets radioactifs importés, même si leur retraitement a été effectué sur le territoire national, est interdit au-delà des délais techniques imposés par le retraitement.

Art. 4. - Le Gouvernement adresse chaque année au Parlement un rapport faisant état de l'avancement des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et des travaux qui sont menés simultanément pour :

Annexe 1

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

Ce rapport fait également état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger.

A l'issue d'une période qui ne pourra excéder quinze ans à compter de la promulgation de la présente loi, le Gouvernement adressera au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches accompagné d'un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et fixant le régime des servitudes et des sujétions afférentes à ce centre.

Le Parlement saisit de ces rapports l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologique.

Ces rapport sont rendus publics.

Ils sont établis par une commission nationale d'évaluation, composée de :

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

Art. 5. - Les conditions dans lesquelles sont mis en place et exploités les laboratoires souterrains destinés à étudier les formations géologiques profondes où seraient susceptibles d'être stockés ou entreposés les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue sont déterminées par les articles 6 à 12 ci-dessous.

Annexe 1

Art. 6. - Tout projet d'installation d'un laboratoire souterrain donne lieu, avant tout engagement des travaux de recherche préliminaires, à une concertation avec les élus et les populations des sites concernés, dans des conditions fixées par décret.

Art. 7. - Les travaux de recherche préalables à l'installation des laboratoires sont exécutés dans les conditions prévues par la loi du 29 décembre 1892 sur les dommages causés à la propriété privée par l'exécution des travaux publics.

Art. 8. - Sans préjudice de l'application de la loi n° 76-663 du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement, l'installation et l'exploitation d'un laboratoire souterrain sont subordonnées à une autorisation accordée par décret en Conseil d'Etat, après étude d'impact, avis des conseils municipaux, des conseils généraux et des conseil régionaux intéressés et après enquête publique organisée selon les modalités prévues par la loi n° 83-630 du 12 juillet 1983 relative à la démocratisation des enquêtes publiques et à la protection de l'environnement.

Cette autorisation est assortie d'un cahier de charges.

Le demandeur d'une telle autorisation doit posséder les capacités techniques et financière nécessaires pour mener à bien de telles opérations.

Art. 9. - L'autorisation confère à son titulaire, à l'intérieur d'un périmètre défini par le décret constitutif, le droit exclusif de procéder à des travaux en surface et en sous-sol et celui de disposer des matériaux extraits à l'occasion de ces travaux.

Les propriétaires des terrains situés à l'intérieur de ce périmètre sont indemnisés soit par accord amiable avec le titulaire de l'autorisation, soit comme en matière d'expropriation.

Il peut être procédé, au profit du titulaire de l'autorisation, à l'expropriation pour cause d'utilité publique de tout ou partie de ces terrains.

Art. 10. - Le décret d'autorisation institue en outre, à l'extérieur du périmètre mentionné à l'article précédent, un périmètre de protection dans lequel l'autorité administrative peut interdire ou réglementer les travaux ou les activités qui seraient de nature à compromettre, sur le plan technique, l'installation ou le fonctionnement du laboratoire.

Art. 11. - Des sources radioactives peuvent être temporairement utilisées dans ces laboratoires souterrains en vue de l'expérimentation.

Annexe 1

Dans ces laboratoires, l'entreposage ou le stockage des déchets radioactifs est interdit.

Art. 12. - Un groupement d'intérêt public peut être constitué, dans les conditions prévues par l'article 21 de la loi 82-610 du 15 juillet 1982 d'orientation et de programmation pour la recherche et le développement technologique de la France, en vue de mener des actions d'accompagnement et de gérer des équipements de nature à favoriser et à faciliter l'installation et l'exploitation de chaque laboratoire.

Outre l'Etat et le titulaire de l'autorisation prévue à l'article 8, la région et le département où est situé le puits principal d'accès au laboratoire, les communes dont une partie du territoire est à moins de dix kilomètres de ce puits, ainsi que tout organisme de coopération intercommunale dont l'objectif est de favoriser le développement économique de la zone concernée, peuvent adhérer de plein droit à ce groupement.

Art. 13. - Il est créé, sous le nom d'Agence nationale pour les déchets radioactifs, un établissement public industriel et commercial, placé sous la tutelle des ministres de l'industrie, de la recherche et de l'environnement.

Cette agence est chargée des opérations de gestion à long terme des déchets radioactifs, et notamment :

- en coopération notamment avec le Commissariat à l'énergie atomique, de participer à la définition et de contribuer aux programmes de recherche et de développement concernant la gestion à long terme des déchets radioactifs ;
- d'assurer la gestion des centres de stockage à long terme soit directement, soit par l'intermédiaire de tiers agissant pour son compte ;
- de concevoir, d'implanter et de réaliser les nouveaux centres de stockage compte tenu des perspectives à long terme de production et de gestion des déchets et d'effectuer toutes études nécessaires à cette fin, notamment la réalisation et l'exploitation de laboratoires souterrains destinés à l'étude des formations géologiques profondes ;
- de définir, en conformité avec les règles de sûreté, des spécifications de conditionnement et de stockage des déchets radioactifs ;
- de répertorier l'état et la localisation de tous les déchets radioactifs se trouvant sur le territoire national.

Annexe 1

Art. 14. - Il est créé, sur le site de chaque laboratoire souterrain, un comité local d'information et de suivi.

Ce comité local d'information et de suivi.

Ce comité comprend notamment des représentants de l'Etat, deux députés et deux sénateurs désignés par leur assemblée respective, des élus des collectivités territoriales consultées à l'occasion de l'enquête publique, des membres des associations de protection de l'environnement, des syndicats agricoles, des représentants des organisations professionnels et des représentants des personnels liés au site ainsi que le titulaire de l'autorisation.

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

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

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

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

Art. 15. - Un décret en Conseil d'Etat fixe en tant que de besoin les modalités d'application de la présente loi.

La présente loi sera exécutée comme loi de l'Etat.

Fait à Paris, le 30 décembre 1991.

FRANCOIS MITTERAND

Par le Président de la République :

Le Premier ministre,
EDITH CRESSON

Annexe 1

Le ministre d'Etat, ministre de l'économie,
des finances et du budget,
PIERRE BEREGOVY

Le ministre d'Etat, ministère de la fonction publique
et de la modernisation de l'administration,
JEAN-PIERRE SOISSON

Le ministre de la recherche et de la technologie,
HUBERT CURIEN

Le ministre de l'environnement,
BRICE LALONDE

Le ministre délégué au budget,
MICHEL CHARASSE

Le ministre délégué à l'industrie et au commerce extérieur,
DOMINIQUE STRAUSS-KAHN

^Travaux préparatoires : loi n° 91-1381.

Assemblée nationale :

Projet de loi n° 2049 ;
Rapport de M. Christian Bataille, au nom de la commission de la production, n° 2115 ;
Discussion les 25 et 27 juin 1991 et adoption le 27 juin 1991.

Sénat :

Projet de loi, adopté par l'Assemblée nationale, n° 431 (1990-1991) ;
Rapport de M. Henri Revol, au nom de la commission des affaires économiques, n° 58 (1991-1992) ;
Discussion et adoption le 6 novembre 1991.

Assemblée nationale :

Projet de loi, modifié par le Sénat, n° 2319 ;
Rapport de M. Christian Bataille, au nom de la commission de la production, n° 2331 ;
Discussion et adoption le 25 novembre 1991.

Sénat :

Projet de loi, adopté avec modifications par l'Assemblée nationale en deuxième lecture, n° 110 (1991-1992)
Rapport de M. Henri Revol au nom de la commission des affaires économiques, n° 127 (1991-1992) ;
Discussion et adoption le 11 décembre 1991.

Assemblée nationale :

Projet de loi, modifié par le Sénat en deuxième lecture, n° 2450 ;
Rapport de M. Christian Bataille, au nom de la commission mixte paritaire, n° 2464 ;
Discussion et adoption le 17 décembre 1991.

Sénat :

Projet de loi, adopté par l'Assemblée nationale ;
Rapport de M. Henri Revol, au nom de la commission mixte paritaire, n° 169 (1991-1992) ;
Discussion et adoption le 18 décembre 1991.

Annexe 2

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

Composition de la Commission Nationale d'Evaluation
--

- ◆ 6 personnalités qualifiées (dont 2 experts internationaux) désignées à parité, par l'Assemblée Nationale - le Sénat sur proposition de l'Office parlementaire d'évaluation des choix technologiques.
- **Bernard Tissot**, Directeur de la Recherche et du Développement à l'Institut Français du Pétrole-Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Sciences de la Terre) - Président de la Commission Nationale d'Evaluation
- **Jean-Claude Duplessy** - Directeur de Recherche au CNRS - Centre des Faibles Radioactivités - Gif-sur-Yvette - (Géochimie)
- **Robert Guillaumont** - Professeur de Chimie à l'Université de Paris Sud à Orsay - Membre Correspondant de l'Académie des Sciences - (Radiochimie)
- **Jean-Pierre Olivier** - Chef de Division à l'AEN/OCDE (Agence pour l'Energie Nucléaire - Organisation de coopération et de développement économiques) - (Radioprotection)
- **Rudolf Rometsch** - Consultant (ancien Président) à la CEDRA (équivalent de l'ANDRA en Suisse) - (Physico-Chimie)
- **Jean-Paul Schapira** - Directeur de Recherche au CNRS/IN2P3 (Physique Nucléaire)

Annexe 2

- ◆ 2 personnalités qualifiées désignées par le Gouvernement sur proposition du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire
 - **Dominique Ducassou**, Professeur de Médecine Nucléaire au CHU Bordeaux - Pessac - (Médecine Nucléaire)
 - **Jean Lefèvre**, Conseiller Scientifique du CEA pour l'aval du cycle du combustible - (Chimie)

- ◆ 4 experts scientifiques désignés par le gouvernement, sur proposition de l'Académie des Sciences
 - **Robert Dautray**, Haut-Commissaire à l'Energie Atomique - Membre de l'Académie des Sciences - (Physique)
 - **Raymond Castaing**, Membre de l'Académie des Sciences - (Physique)
 - **Jacques Lafuma**, Conseiller Technique du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique - (Radioprotection)
 - **Ghislain de Marsily**, Professeur de Géologie Appliquée à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - (Sciences de la terre)

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

Annexe 3

ETAT DES LIEUX POUR LES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991

On a collecté dans cette annexe l'ensemble des données communiquées à la Commission en provenance des producteurs de déchets (EDF. - COGEMA - CEA) pour lesquelles l'ANDRA a fait une synthèse servant de base pour le dimensionnement d'un futur stockage, le concept de stockage et la préparation des essais à mener dans les laboratoires souterrains.

A ces données on a ajouté les caractéristiques chimiques et radioactives utilisées comme base pour les recherches dans le cadre des deux autres axes de recherche définis par la loi. Il s'agit de la contribution des principaux radionucléides et des effets de différentes séparations sur la radioactivité et la radiotoxicité des combustibles irradiés.

1. INVENTAIRE GENERAL DES DECHETS RADIOACTIFS

Parmi les déchets produits en France, l'ensemble des déchets radioactifs, hormis les déchets de très faibles activités, représentent, environ 65 000 tonnes par an (quelques 30 000 m³/an), soit 1,2 kg par an et par habitant. Comparé aux autres types de déchets : ménagers (360 kg/an), industriels (3 000 kg/an dont 100 kg /an de déchets classés toxiques), la quantité est faible. Parmi ces déchets, une répartition en catégories a été effectuée il y a plus de vingt ans en déchets A, B et C. La plus grande partie du flux annuel, à savoir les déchets A de faible et moyenne activité, ne renfermant principalement que des émetteurs à vie courte et moyenne et une activité en émetteurs alpha limitée inférieure ou égale à 3,7 GBq/t (0,1 Ci/t) avec une moyenne de 0,37 GBq/t (0,01 Ci/t) pour l'ensemble du stockage, sont stockés depuis 1967 soit sur le site de la Manche (CSM)* soit depuis 1993 sur le site de l'Aube (CSA)*. En fait ces limites concernent les colis de déchets.

Cette catégorie, comme l'illustre le tableau 1, représente environ 90 % de la masse des déchets radioactifs.

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 3

Tableau 1 : Déchets et matières nucléaires produits en France

TYPE DE DECHETS ET DE MATIERE	QUANTITE ANNUELLE (en tonnes)
Catégorie A	60 000 * (25-30 000 m ³)
Catégorie B	4 000 (2 800 m ³)
Catégorie C	1 000 (200 m ³)
Autres matières nucléaires	U appauvri - 8 000 t/an URT* - 800 à 1 000 t/an
Autres déchets de très faibles activité (TFA)	Déchets miniers (50 millions de tonnes depuis l'origine)

- * En raison de l'optimisation du tri, des techniques de traitement et de conditionnement, les volumes annuels de déchets produits par les centrales électronucléaires, le retraitement et la recherche sont en diminution sensible. En 1994, le flux était compris entre 22 000 et 25 000 m³ pour cette catégorie.
Il s'agit donc de valeurs moyennes sur lesquelles sont basées les inventaires.

Les déchets relevant de la loi du 30 décembre 1991, c'est-à-dire les déchets de haute activité et à vie longue (B et C), ne représentent annuellement qu'environ 3 000 m³/an, soit 0,1 kg par an et par habitant. Leur activité dominée par les émissions β , est élevée lors de la production, mais elle décroît assez rapidement environ d'un facteur 2 à 5 tous les 30 ans. Après 300 ans environ (10 périodes du ¹³⁷Cs) il ne reste qu'un millième de l'activité de départ.

Annexe 3

2. Inventaire ANDRA par producteurs

L'ANDRA a fourni à la Commission Nationale d'Evaluation un inventaire et des prévisions de production des déchets nucléaires jusqu'à l'horizon 2020. Cet inventaire fait apparaître une très grande diversité de déchets qui sont suivants les cas :

- conditionnés
- ou, en attente de conditionnement (déchets anciens, déchets non spécifiés...)

La moitié du volume des déchets actuellement entreposés est sous forme conditionnée. Les origines des déchets recensés par l'ANDRA sont indiquées dans le tableau 2.

Tableau 2 : Origines des déchets considérés

OPERATEURS	ACTIVITES GENERANT LA PRODUCTION DE DECHETS DE CATEGORIE B ET C	TYPES DE DECHETS
EDF	Exploitation du Parc de Centrales Nucléaires	* Déchets activés : comme les grappes de poisons neutroniques. * Assemblages de combustibles usés dont le retraitement n'est pas prévu. (futur)
COGEMA	Retraitement des assemblages de combustibles usés de l'électronucléaire et de la défense Fabrication de combustibles MOX	* Solutions concentrées de produits de fission et d'actinides. * Eléments de structure des assemblages combustibles (embouts, coques...). * Boues de traitement d'effluents. * Déchets technologiques divers. * Solvant dégradé. * Résines * ...
CEA	Activité de recherche et exploitation de ses installations nucléaires civiles et militaires	* Combustibles irradiés divers non retraités. * Déchets technologiques (recherche et propulsion)
TOUS EXPLOITANTS D'INSTALLATION NUCLEAIRE DE BASE	Démantèlement d'installations	* Déchets de démantèlement.

Origine : ANDRA

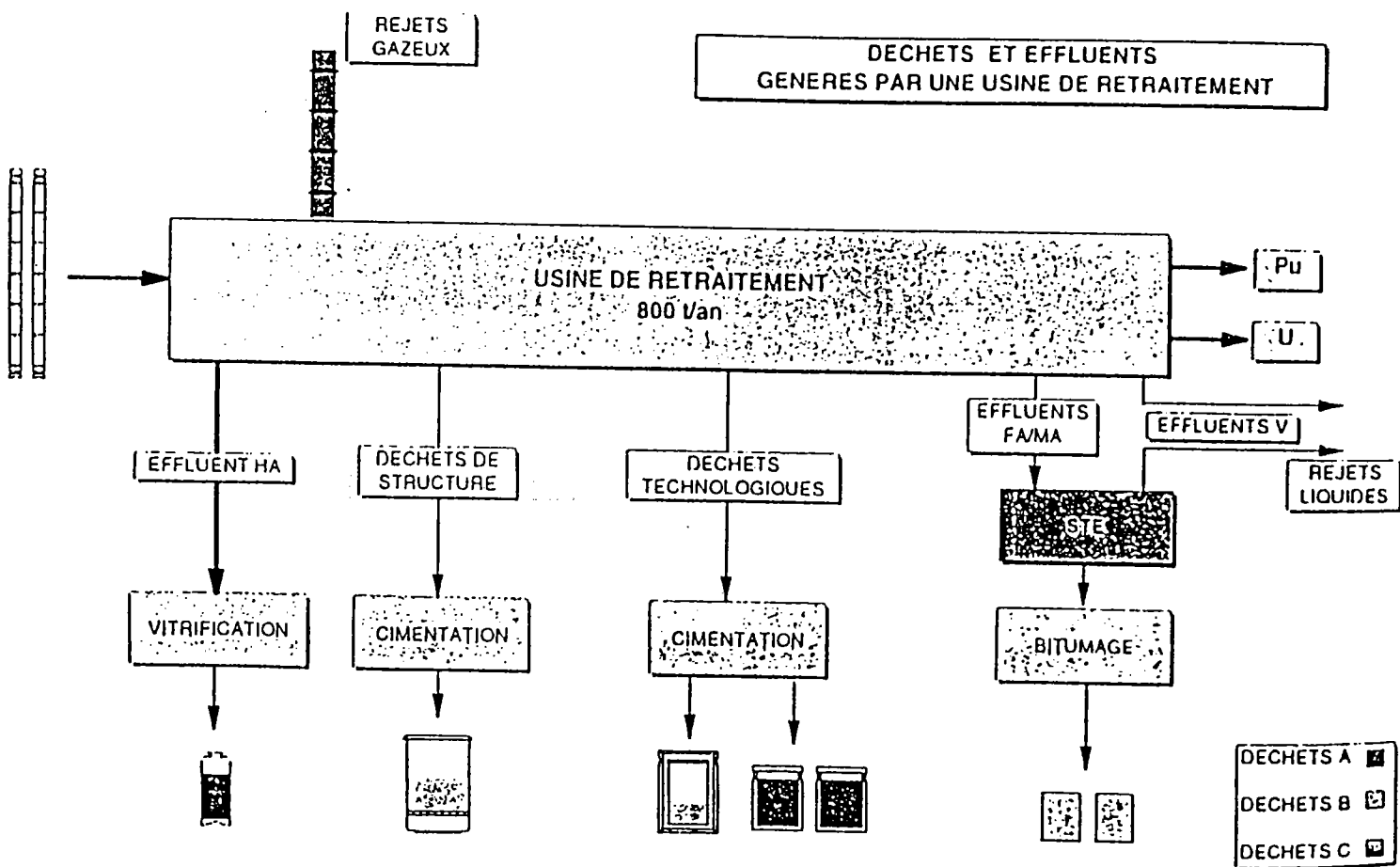
Annexe 3

2.1 Flux annuel de déchets

Les flux annuels dont il est question ici concerne les déchets conditionnés. Trois producteurs (COGEMA - EDF - CEA) sont concernés.

Les déchets de catégorie B et C (déchets vitrifiés) sont produits par les usines de retraitement de Marcoule et de La Hague et le CEA, qui les entreposent respectivement sur les sites de La Hague et, Marcoule et sur le site de Cadarache (déchet B uniquement).

Figure 1

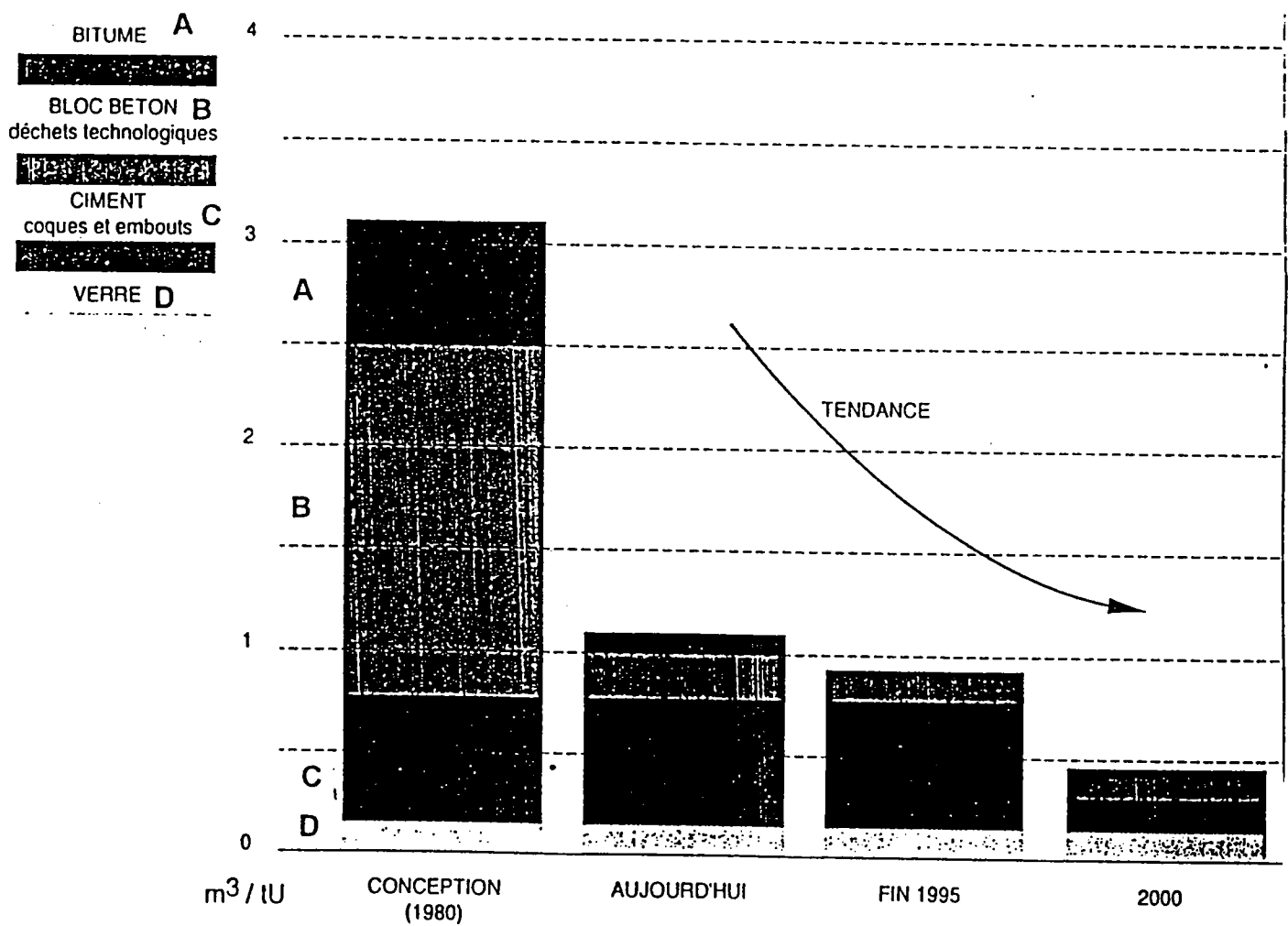


Origine : COGEMA

Annexe 3

Figure 2

Volumes de résidus générés dans UP3
(déchets à période longue après conditionnement)



Origine : COGEMA

Annexe 3

Le retraitement des combustibles usés à La Hague est réalisé selon le schéma général illustré par la figure 1. Un effort important de réduction de volume a déjà été effectué par le producteur. A cet égard la figure 2 résume d'une part, le niveau atteint aujourd'hui et, d'autre part, les objectifs fixés à court terme (en 2000).

La production moyenne annuelle aujourd'hui des usines de retraitement fonctionnant avec la technologie de 1993 est la suivante :

- déchets de catégorie C (verres) : environ 200 m³/an,
- déchets de catégorie B (cimentés-bitumés) : environ 2 500 m³/an.

Le flux annuel provenant des installations du CEA est caractérisé par une assez grande diversité en nature et en types de conditionnement. En revanche la production annuelle est modeste et de l'ordre de 200 à 300 m³/an. Ces volumes ont eux aussi tendance à diminuer et la mise en service du centre de traitement des déchets alpha (catégorie B) de Cadarache a pour objectif d'améliorer le tri, le traitement et la standardisation du conditionnement.

Il est à noter qu'actuellement le CEA entrepose dans CASCAD* (CASemate de CADarache) des combustibles irradiés en provenance de certains réacteurs de recherche et de la propulsion navale.

Le tableau 3 recense les colis et déchets du CEA.

Les déchets de type B de EDF sont actuellement entreposés sur les sites d'exploitation.

Tableau 3 : Types de déchets et colis recensés en 1993 dans les centres CEA

Annexe 3

NATURE DES DECHETS	CATEGORIE	MATRICE D'ENROBAGE	EMBALLAGES	ACTIVITE
Boues de traitement d'effluents	B	Ciment ou bitume Sans*	Fûts métalliques de 200 l. et de 370 l. (reconditionnement des fûts de 200 l. dégradés) et fûts métalliques de 225 l. Fûts métalliques	α et $\beta\gamma$
Concentrats	B	Ciment ou bitume	Fûts métalliques de 200 l. et de 225 l.	α et $\beta\gamma$
Déchets technologiques divers	B	Ciment ou ciment-bitume Sans*	Fûts métalliques de 870 l., 500 l. et 200 l. Cartons, fûts métalliques de 200 l., 100 l., 60 l., 50 l. et caissons métalliques de 5 m ³	α ou $\alpha/\beta\gamma$ ou $\beta\gamma$ irradiant
Solvants	B	Ciment	Fûts métalliques de 200 l.	α et $\beta\gamma$
Solutions de produits de fission et déchets technologiques	C	Verre	Conteneurs inox de 29 l. et 39 l.	α et $\beta\gamma$
Lingots de coques	C	Sans*	Sans*	α et $\beta\gamma$
Combustibles irradiés divers	C	Sans*	Sans*	α et $\beta\gamma$

* Sans : signifie déchet en attente de traitement et conditionnement.

Origine : ANDRA

2.2 Déchets anciens

Annexe 3

Pour ces types de déchets, les natures, volumes et conditionnements ont été détaillés dans le texte du rapport. On se reportera au chapitre 3. Dans cette annexe est reporté le bilan de la situation à juin 1991 (tableau 4)

Tableau 4 : Déchets entreposés (1991)

NATURE	VOLUME (m ³)			
	Vrac	Conteneuré*	Conditionné**	Total
• <u>Déchets B</u>				
Boues et concentrats	10000		14000	24000
Déchets technologiques	600	1800	300	2700
Coques	1200	600	230	2030
Autres structures	7500	20		7520
Solvants	1000	10	20	1030
Résidus de traitement d'eau	600	20		620
Déchets radifères		1400		1400
Déchets tritiés mixtes	100	600		700
Sources scellées radioactives		200		200
• <u>Déchets C</u>				
Verres (Produits de fission et actinides)			600	600
TOTAL	21000	4650	15150	40800

Origine : Commission Scientifique et technique du CEA

* Conteneuré : placé en vrac dans des fûts ou des caissons

** Conditionné : enrobage ou blocage dans une matrice en vue d'un entreposage ou d'un stockage.

2.3 Volumes de déchets susceptibles d'un stockage profond en l'an 2020

Annexe 3

2.3 Volumes de déchets susceptibles d'un stockage profond en l'an 2020

Le bilan prévisionnel global à 2020 ainsi que les hypothèses retenues par l'ANDRA ont été mentionnés dans le texte du rapport (chapitre 3). Le tableau 5 de cette annexe résume les prévisions actuelles.

Tableau 5 : Prévisions des volumes cumulés de déchets conditionnés en l'an 2020

PRODUCTEURS	VOLUME DES DECHETS DE CATEGORIE B (m³)	VOLUME DES DECHETS DE CATEGORIE C (Verre) (m³)
COGEMA La Hague (déchets civils)	63.959	5.876*
COGEMA Marcoule (déchets civils et militaires)	37.332	544
TOTAL COGEMA	101.291	6.420
Centres CEA	10.604	-
TOTAL COGEMA + CEA	111.895	6.420

Origine : ANDRA
Volume C

* en supposant que tous les combustibles irradiés seront retraités.

2.4 Les perspectives d'évolution des volumes des déchets susceptibles d'un stockage profond

Compte tenu des variations indiquées ci-dessus, un bilan introduisant quelques unes des hypothèses précédentes a été fourni à la Commission Nationale d'Evaluation lors de l'audition de l'ANDRA du 12 septembre 94. Les données sont résumées dans le tableau 6.

Annexe 3

Pour les combustibles, en attente de retraitement (* voir bas du tableau 6) il s'agit essentiellement :

- des combustibles de la propulsion navale,
- de certains combustibles de réacteurs de recherche,
- des combustibles de EL4 (Brennilis),
- des combustibles Celestins après arrêt du retraitement de Marcoule (1998)

Tableau 6 : Volumes estimés déchets de retraitement d'EDF et du CEA susceptibles d'un stockage profond en l'an 2020

PRODUCTEURS	SCENARIOS DE RETRAITEMENT	VOLUME DES DECHETS DE CATEGORIE B (EN M ³)		VOLUME DES DECHETS DE CATEGORIE C (EN M ³)
		AVEC COMPACTAGE DES COQUES ET EMBOUTS	SANS COMPACTAGE DES COQUES ET EMBOUTS	
COGEMA La Hague	400 tU/an 650 tU/an 1200 tU/an	17951 18978 21695	25685 29285 37942	2144 2834 4352
COGEMA Marcoule		19425 (* 5550)		504
TOTAL COGEMA (hors démantèlement)	400 tU/an 650 tU/an 1200 tU/an	37376 38403 41120	45110 48710 57367	2648 3338 4856
EDF		entre 1185 et 1315 (hors conditionnement)		
CENTRES CEA		entre 19800 et 26400		(*) ~ 100 tonnes DE COMBUSTIBLES IRRADIES DIVERS NON RETRAITES

Origine : ANDRA

Annexe 3

Les données de ce tableau appellent plusieurs remarques :

- les déchets B de l'EDF sont évalués hors conditionnement,
- les fourchettes relatives au tonnage de combustibles retraités introduisent des fluctuations très importantes selon l'hypothèse retenue,
- pour COGEMA Marcoule, une première estimation du volume des déchets B issus du démantèlement est annoncée (5.550 m³ de déchets B),
- enfin, les estimations sont fondées sur une centaine de tonnes de combustibles irradiés divers non retraités à stocker en l'état.

3. Caractéristiques radioactives et chimiques

Les caractéristiques radioactives et chimiques ont été présentées à la Commission Nationale d'Evaluation soit par l'ANDRA, soit par le CEA soit par la COGEMA dans les documents remis, ainsi que lors des divers exposés effectués au cours des auditions.

3.1 Les déchets issus du retraitement

Le bilan actualisé du retraitement est schématisé dans la figure 3. Les principales données à retenir sont les suivantes :

- après retraitement, seulement 0,12 % du plutonium initial rejoint les déchets (quelques dizaines de grammes par tonne de combustible), et se répartit par moitié environ dans les verres et les autres déchets dont en particulier les coques et embouts*,
- les verres renferment la majeure partie de l'activité des actinides et des produits de fission,
- les rejets liquides et gazeux constituent de l'ordre de 1 % de l'activité totale présente initialement dans le combustible. L'activité spécifique de ces effluents est faible et elle est principalement due à des radionucléides de période courte (avec cependant l'exception de ¹⁴C et ¹²⁹I).

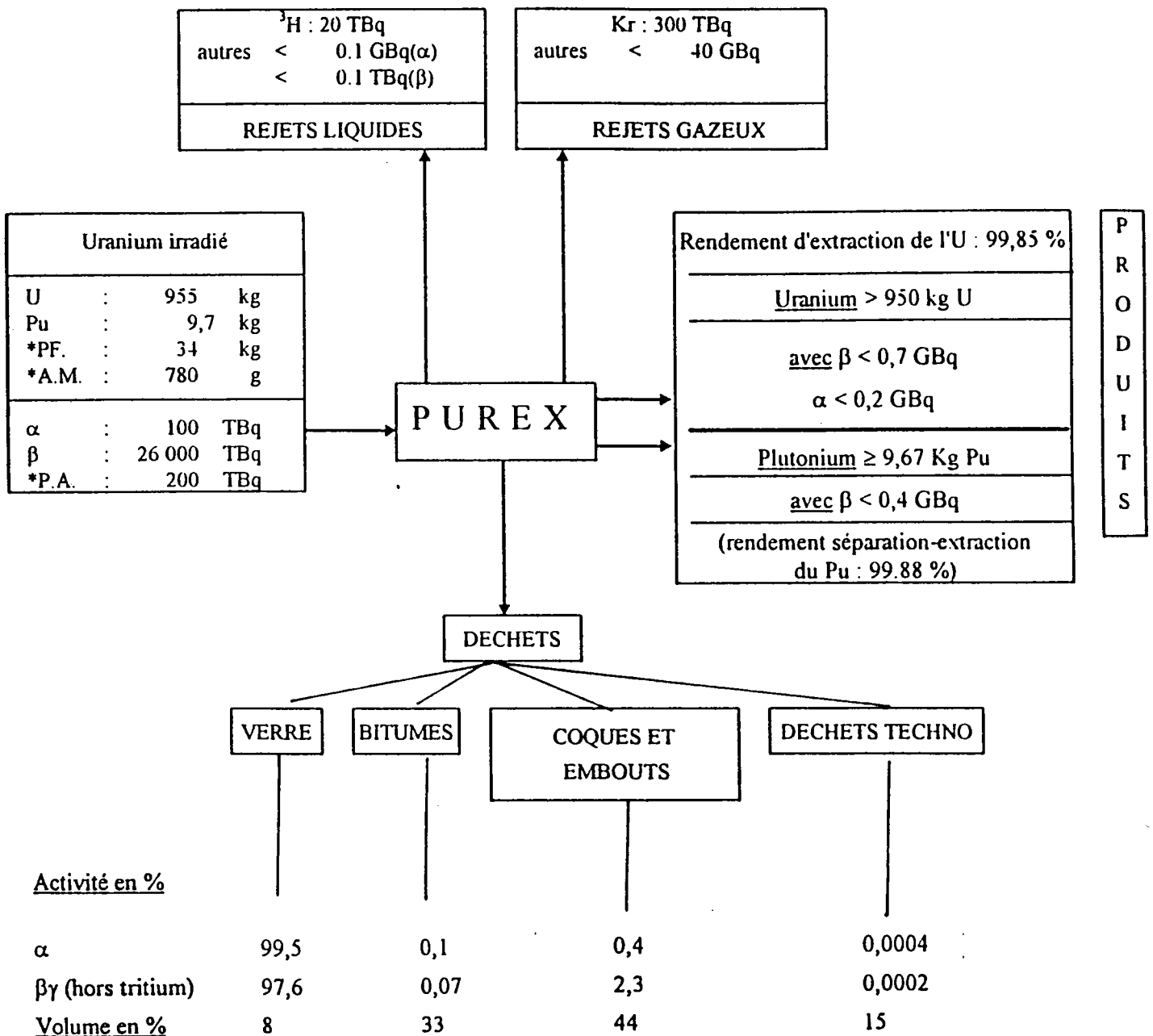
Les tableaux 7, 8, 9 récapitulent, les compositions en masse des produits de fission, des produits d'activation et des actinides mineurs présents dans les combustibles irradiés. La majeure partie de ces éléments se retrouvent dans les différents types de déchets.

* Terme défini dans le glossaire

Annexe 3

Figure 3

Bilan du retraitement



- * P.F. produits de fission
A.M. actinides mineurs
P.A. produits d'activation

Annexe 3

**Tableau 7 : Répartition des produits de fission
en famille chimique**

FAMILLE	RADIONUCLEIDES A VIE LONGUE IMPORTANT POUR LA SURETE	MASSE TOTALE EN kg/t (*) DES ISOTOPES STABLES ET RADIOACTIFS
Gaz rares (Kr, Xe)		5
Alcalins (Cs, Rb)	[¹³⁵ Cs]	4
Alcalino terreux (Sr, Ba)		2
Yttrium et lanthanides	[¹⁵¹ Sm]	10
Zirconium	[⁹³ Zr]	4
Chalcogènes (Se, Te)	[⁷⁹ Se]	0,5
Molybdène		3
Halogènes	[¹²⁹ I]	0,2
Technetium	[⁹⁹ Tc]	1
Ru, Rh, Pd	[¹⁰⁷ Pd]	4
Divers : (Ag, Cd, Sn, Sb, etc...)	[¹²⁶ Sn]	0,3

(*) UOX (3,5 %) IRRADIE A 33 MWJ/t ; DECROISSANCE 3 ANS - Origine : DCC/DRDD/SEMP

Annexe 3

**Tableau 8 : Inventaire des radionucléides et radioéléments à vie longue
dans le combustible irradié(*)**

NATURE	ELEMENT	ISOTOPES	PERIODE (années)	QUANTITE FORMEE DE RADIONUCLEIDES (g.t ⁻¹)	TENEUR ISOTOPIQUE DES RADIONUCLEIDES (%)
Produits de fission	C	14	5,7.10 ³	0,13	100
	Se	79	6,5.10 ⁴	4,7	8,6
	Sr	90	2,8.10 ¹	500	59
	Zr	93	1,5.10 ⁶	714	20,5
	Tc	99	2,1.10 ⁵	814	100
	Pd	107	6,5.10 ⁶	200	16,1
	Sn	126	1,0.10 ⁵	20,3	39,8
	I	129	1,6.10 ⁷	169	81,2
	Cs	135	2,3.10 ⁶	357	10
	Cs	137	3,0.10 ¹	1130	31
	Sm	151	9,0.10 ¹	16	2
Produits d'activation	Ni	59	7,5.10 ⁴	36,1	-
	Ni	63	1,0.10 ²	6,6	-
	Zr	93	1,5.10 ⁶	28,5	-
	Nb	94	2,0.10 ⁴	4	-

(*) UOX (3,5 %) IRRADIE A 33 MWJ/t ; DECROISSANCE 3 ANS - Origine : Code Appolo

Annexe 3

**Tableau 9 : Inventaire des principaux actinides mineurs
dans le combustible irradié(*)**

ELEMENT	ISOTOPE	PERIODE (années)	QUANTITE FORMEE (g/t)	TENEUR ISOTOPIQUE (%)
Np	237	$2.1 \cdot 10^6$	434	100
Am	241	$4.3 \cdot 10^2$	217	66.8
	243	$7.4 \cdot 10^3$	102	31.4
Cm	243	$2.8 \cdot 10^1$	0.3	0.01
	244	$1.8 \cdot 10^1$	24	95
	245	$8.5 \cdot 10^3$	1	4.7

(*) UOX (3,5 %) IRRADIE A 33 MWJ/t ; DECROISSANCE 3 ANS - Origine : CEA/DRN - Code Appolo

3.1.1 Les verres

Les verres nucléaires représentent environ 8 % du volume des déchets nucléaires et contiennent respectivement 99,5 et 97,6 % de l'activité α et $\beta\gamma$. La quantité de Pu résiduel est de l'ordre de 0,06 %.

Les figures 4, 5, 6, illustrent l'évolution de l'activité de ce déchet. Elles montrent aussi l'activité en uranium naturel nécessaire pour la fabrication d'une tonne de combustible (environ $1,22 \cdot 10^3$ GBq soit environ 33 Ci correspondant à 6,6 tonnes).

L'activité dans les verres pour l'équivalent d'une tonne retraitée est de l'ordre de $4 \cdot 10^7$ GBq ($1 \cdot 10^6$ Ci) en $\beta\gamma$ et $1,1 \cdot 10^5$ GBq ($3 \cdot 10^3$ Ci) en α .

Annexe 3

Les commentaires suivants peuvent être faits à l'examen des figures :

- Figure 4 : Le retraitement permet de gagner un facteur 100 environ pour les actinides, par la suite ce gain devient plus faible et notamment après 300 à 400 ans lorsque l'activité des actinides devient prépondérante.
- Figure 5 : Pour les produits de fission, après la décroissance des deux émetteurs à vie moyenne (^{137}Cs , ^{90}Sr), c'est le technétium 99 qui constitue le radioélément prépondérant (environ 70 à 80 % à partir de 300 ans jusqu'à 10 000 ans).
- Figure 6 : Concernant les actinides, l'américium représente à lui tout seul l'activité essentielle durant la période allant de 100 à 100.000 ans ; puis le neptunium et l'américium constituent les deux principaux radionucléides. La contribution de Pu et d'U résiduels est négligeable dans le verre jusqu'à 10 millions d'années par rapport aux autres radionucléides.

L'évolution de la puissance thermique des verres est illustrée par la figure 7. On remarque que durant la première période, ce sont les produits de fission (principalement ^{137}Cs et ^{90}Sr) qui contribuent au dégagement thermique. A long terme, les actinides prennent le relais.

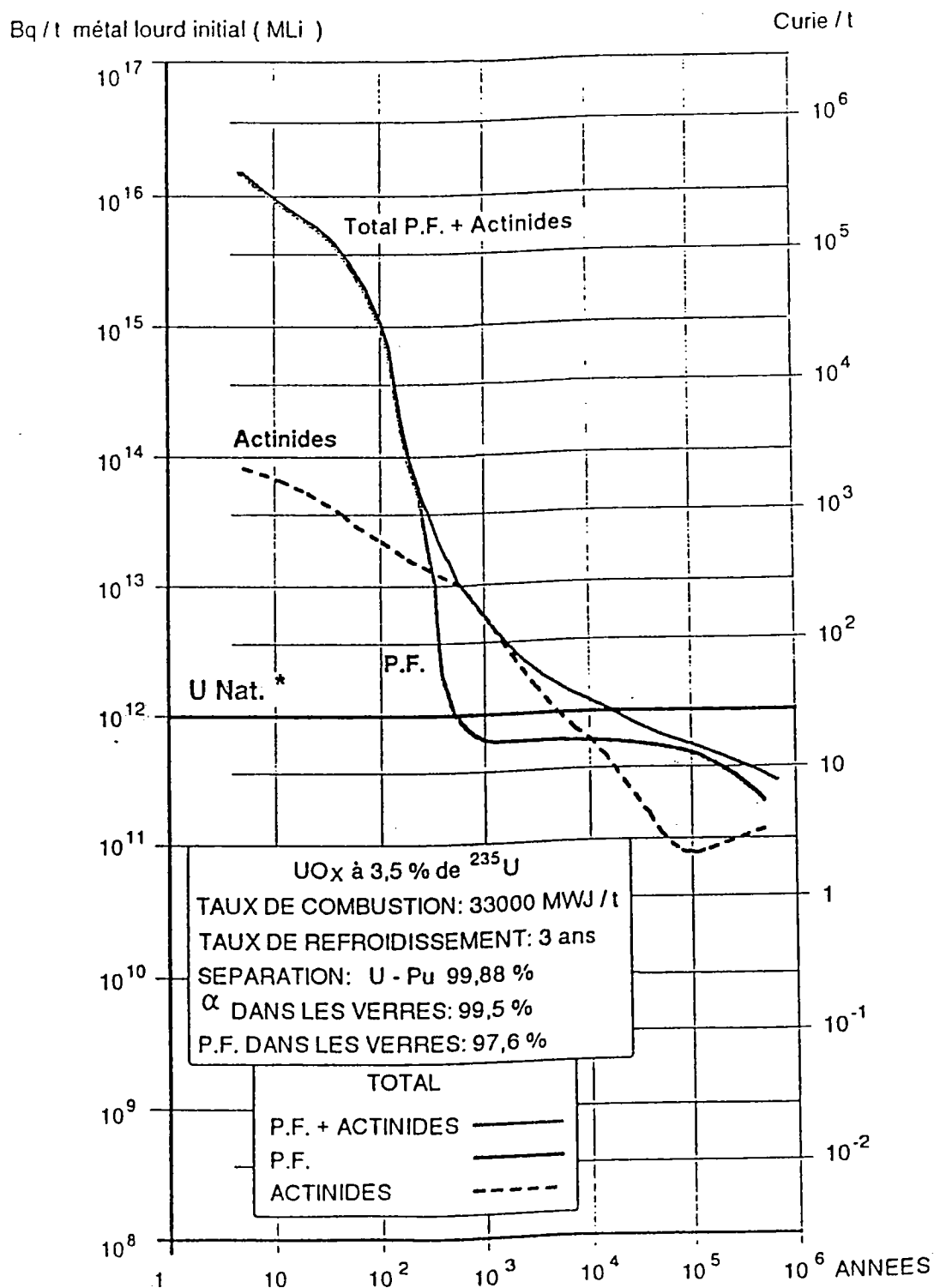
Sur le plan de la composition chimique, les verres actuels sont des verres borosilicatés dont la composition nominale est reportée dans le tableau 10.

Annexe 3

Figure 4

EVOLUTION DE L'ACTIVITE DES PRODUITS DE FISSION ET ACTINIDES
DANS LE COMBUSTIBLE IRRADIE APRES RETRAITEMENT

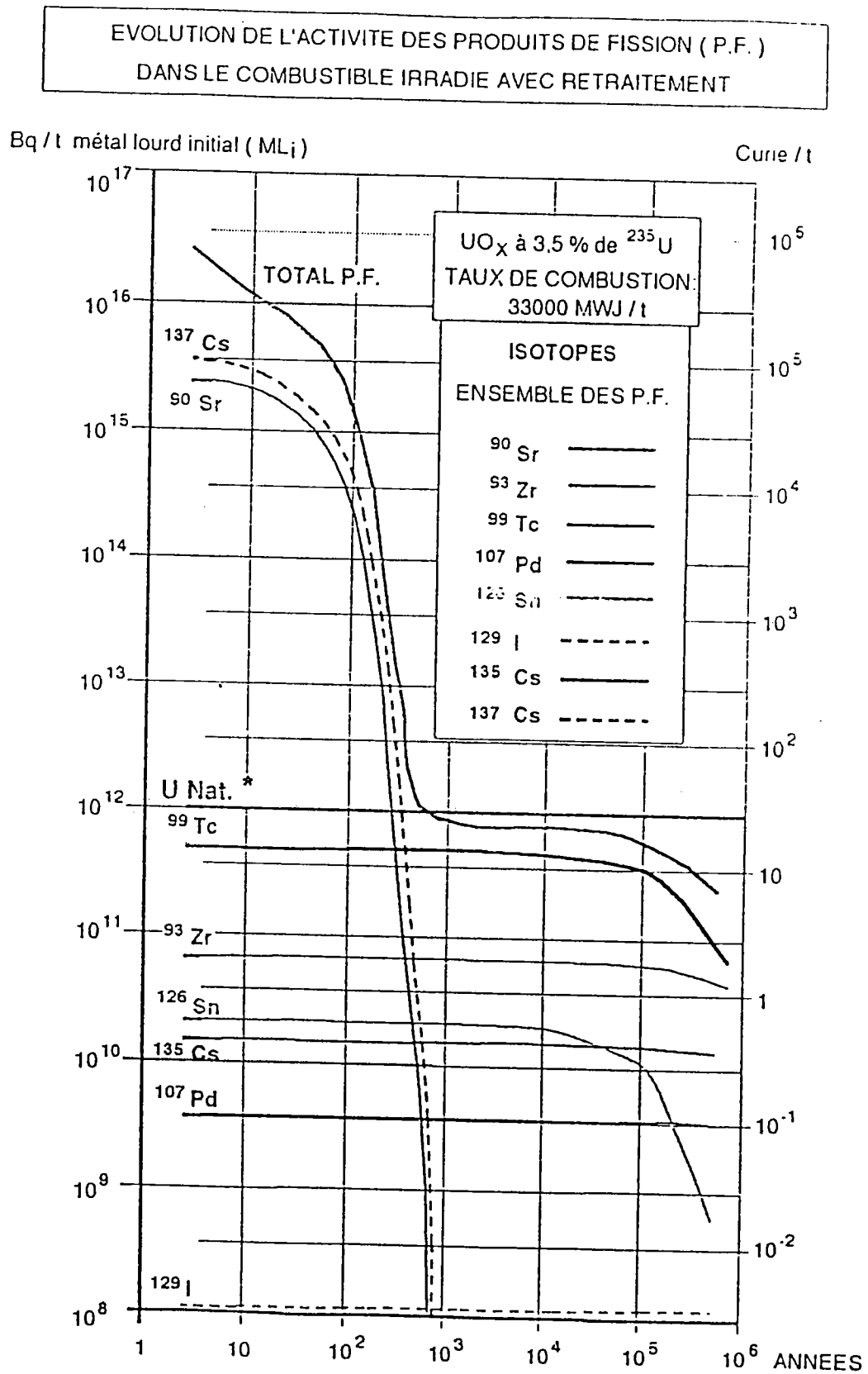
(ACTIVITE EQUIVALENTE A UNE TONNE DE METAL LOURD DANS LES VERRES)



* ACTIVITE (DESCENDANTS COMPRIS) EQUIVALENTE POUR UNE QUANTITE DE MINERAI NECESSAIRE A LA FABRICATION D'UNE TONNE DE METAL LOURD.

Annexe 3

Figure 5



* ACTIVITE (DESCENDANTS COMPRIS) EQUIVALENTE POUR UNE QUANTITE DE MINERAI NECESSAIRE A LA FABRICATION D'UNE TONNE DE METAL LOURD.

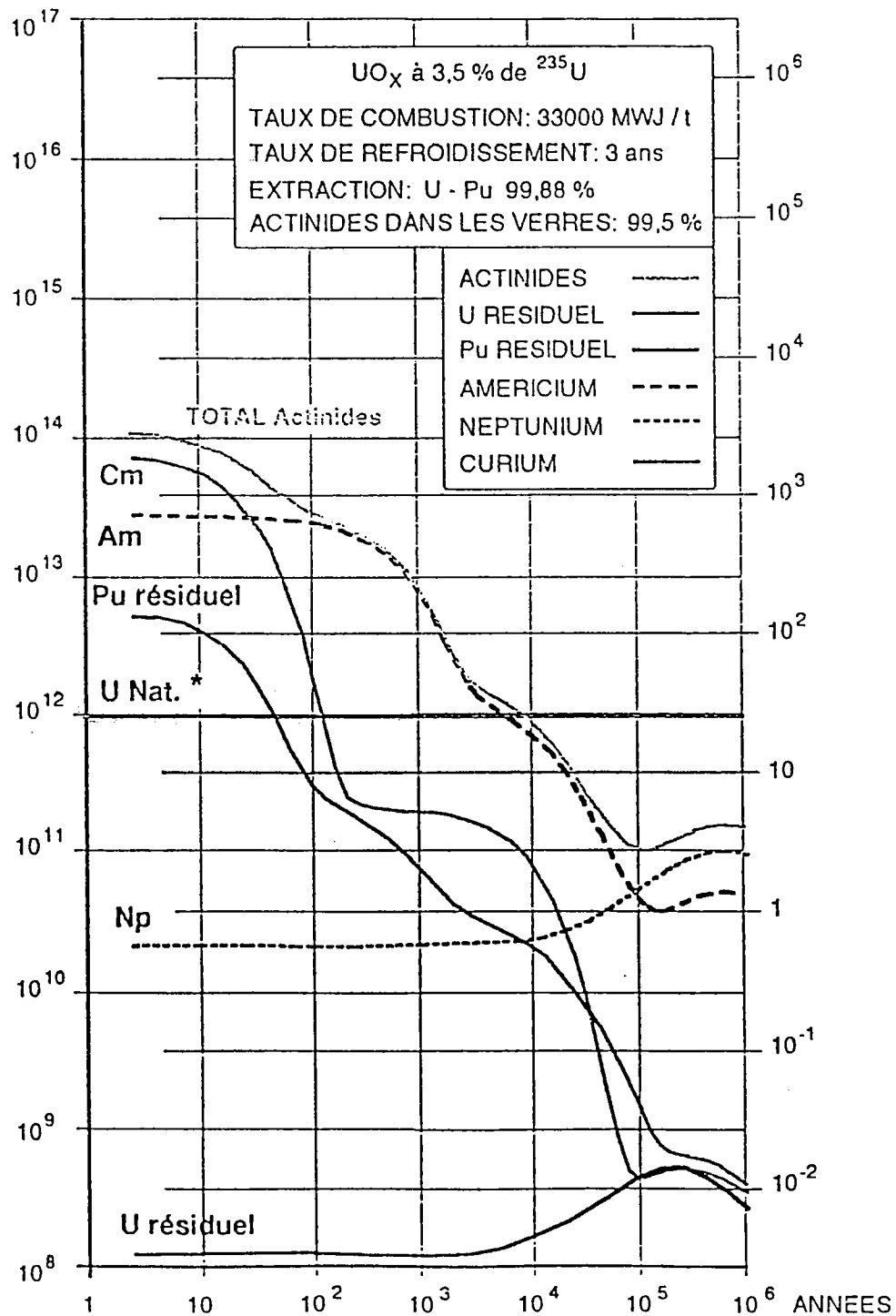
Annexe 3

Figure 6

EVOLUTION DE L' ACTIVITE DES ACTINIDES
DANS LE COMBUSTIBLE IRRADIE AVEC RETRAITEMENT

(ACTIVITE EQUIVALENTE A UNE TONNE DE METAL LOURD DANS LES VERRES)

Bq / t métal lourd initial (ML_i) Curie / t

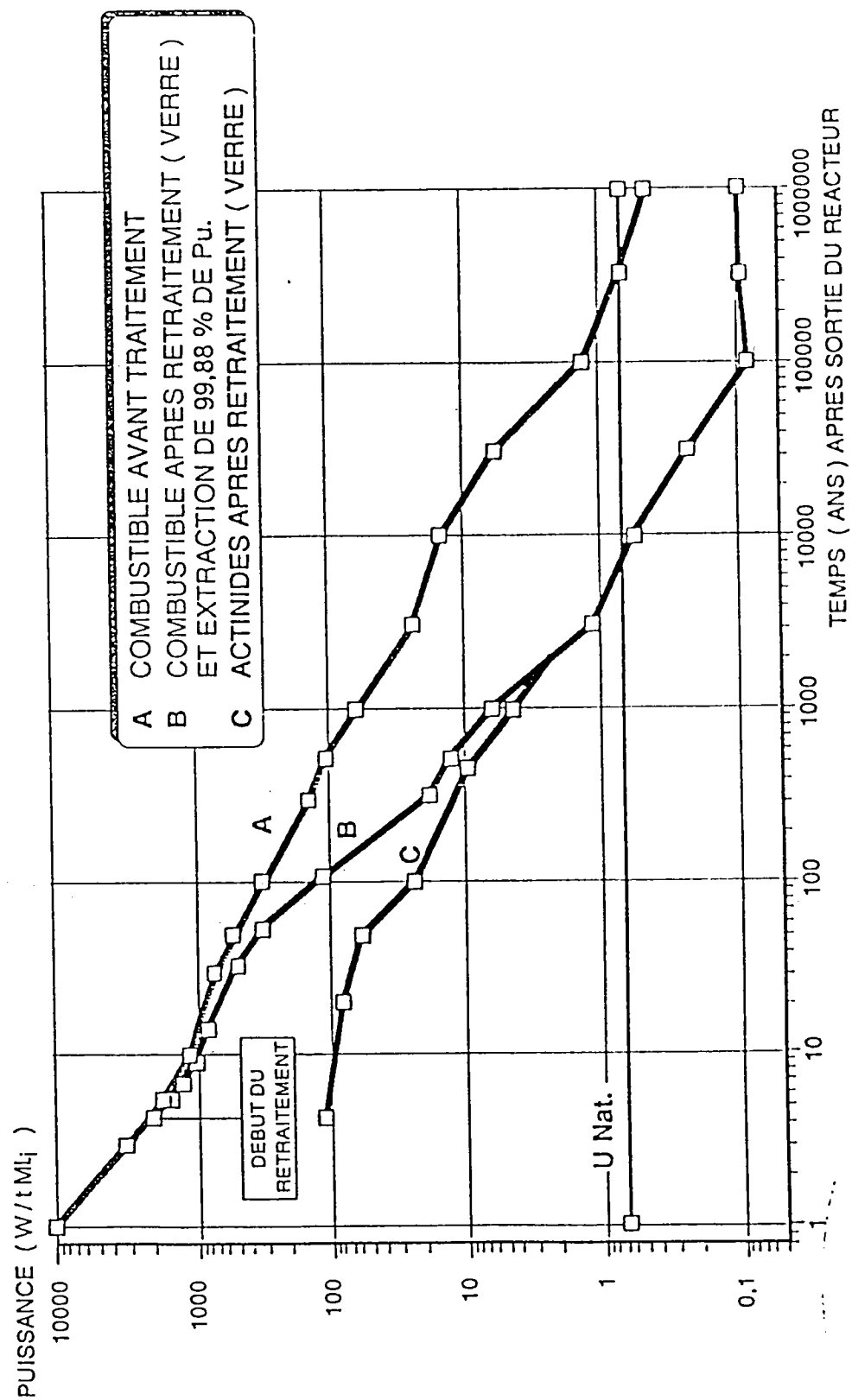


* ACTIVITE (DESCENDANTS COMPRIS) EQUIVALENTE POUR UNE QUANTITE DE MINERAI NECESSAIRE A LA FABRICATION D' UNE TONNE DE METAL LOURD.

Annexe 3

Figure 7

Evolution de la puissance thermique
du combustible irradié de référence et des déchets vitrifiés associés



Annexe 3

Tableau 10 : Composition du verre de référence R7/T7

ELEMENTS	TENEURS NOMINALES (% en masse dans le verre)
SiO ₂	45,1
Al ₂ O ₃	4,9
B ₂ O ₃	13,9
Na ₂ O	9,8
CaO	4,0
Fe ₂ O ₃	2,9
NiO	0,4
Cr ₂ O ₃	0,5
P ₂ O ₅	0,3
ZrO ₂	1,0
Li ₂ O	2,0
ZnO	2,5
Oxydes d'actinides	0,9
Oxydes de PF (Hors platinoïdes)	10,3
Platinoïdes (RuO ₂ + Rh + Pd)	1,5

(Source COGEMA)

3.1.2 Les autres déchets du retraitement

Trois autres types de déchets issus du retraitement sont en principe destinés au stockage profond.

Ces déchets n'entraîneraient aucun apport thermique significatif dans le stockage. Il est important de connaître leur nature chimique et leurs activités. Elles sont rassemblées dans le tableau 11.

Annexe 3

**Tableau 11 : Caractéristiques radioactives des colis de type B
de Cogema La Hague**

TYPES DE COLIS	ACTIVITE α MAXI (TBq/colis)	ACTIVITE $\beta\gamma$ MAXI (TBq/colis)
Fût de coques et embouts cimentés	0,3 TBq dont : 238 à 242 Pu = 0,2 TBq 241 Am = 0,05 TBq 244 Cm = 0,05 TBq	796 TBq dont : PA = 592 TBq PF = 204 TBq 129 I < 100 MBq
Fût enrobé-bitume	0,1 TBq	5,2 TBq (PF)
Déchets technologiques cimentés en CAC (Conteneurs Amiante Ciment)	0,4 TBq	1,8 TBq

(Source COGEMA)

Concernant la nature chimique des colis :

- les coques et embouts (zircaloy - inconel) sont bloqués dans du ciment,
- les boues sont enrobées dans du bitume ; la teneur en sels ayant servi au traitement des effluents est comprise entre 35 et 50 % environ ; les principaux composés sont le sulfate de baryum, le sulfure de cobalt, le ferrocyanure de potassium (sels insolubles) le nitrate et le sulfate de sodium (sels solubles),
- les déchets technologiques, renfermant des émetteurs α , sont constitués principalement des matériels utilisés dans les ateliers (pompes, vannes...) et sont bloqués dans du ciment.

3.2 Déchets d'EDF

Ces déchets sont actuellement non conditionnés et entreposés au niveau des installations de production. Un inventaire plus exhaustif (volume, activité, composition) et des prévisions de traitements et conditionnement devraient être établis.

Annexe 3

3.3 Déchets du CEA

Le descriptif et l'inventaire des déchets de catégorie B du CEA montre d'une part leur grande diversité. Il montre ainsi qu'un certain nombre de déchets n'ont pas encore reçu un conditionnement approprié. En raison de cette diversité, la composition chimique et radiochimique des déchets entreposés notamment à Cadarache devraient également être fournies. Le CEA ayant programmé un certain nombre d'opérations de démantèlement, un inventaire prévisionnel de cette catégorie de déchets devrait également être réalisé.

3.4 Les combustibles non retraités

Concernant les combustibles irradiés actuellement destinés au stockage géologique, l'inventaire de l'ANDRA mentionne une quantité de l'ordre de 100 tonnes. Un inventaire plus précis (volume, taux de combustion, activité...) est à établir.

4. La radiotoxicité

La radiotoxicité des déchets est définie par la dose résultante que recevrait un homme s'il ingérait tous les radionucléides qu'ils contiennent. L'effet cumulé de confinement du conditionnement, des barrières et du milieu géologique n'est pas considéré*. Lorsque le concept de stockage et l'implantation du site auront été choisis grâce aux études dans les laboratoires souterrains, il conviendra d'évaluer le risque réel* en tenant compte des effets de retard et de dilution apportés par les colis, les barrières et la roche hôte au transport des radionucléides jusqu'à la biosphère.

La Commission Nationale d'Evaluation a eu connaissance au cours des diverses auditions des résultats obtenus à partir de calculs utilisant des facteurs de dose selon la réglementation en vigueur. Ces facteurs de dose permettent de transformer une activité ingérée d'un radionucléide en dose équivalente effective (appelée simplement dose) exprimée en Sv.

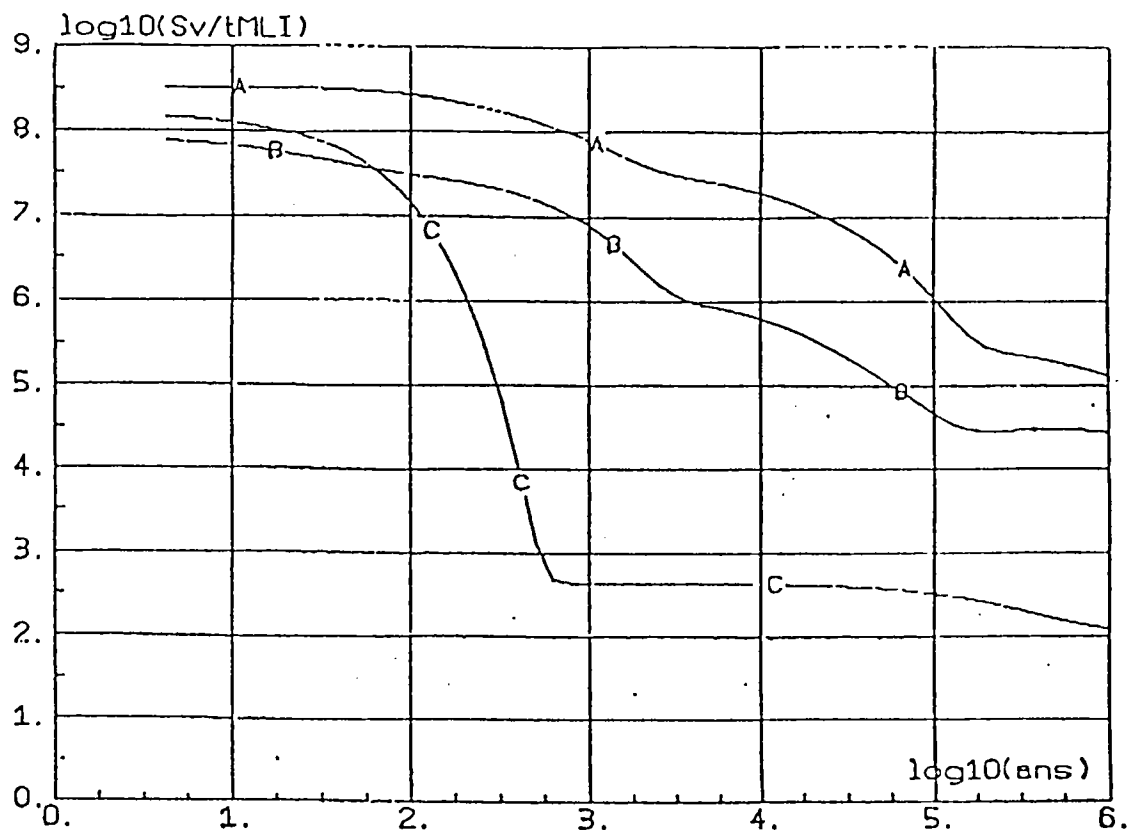
Les figures 8 à 10 illustrent les valeurs obtenues respectivement pour les produits de fission et actinides avant et après retraitement ainsi que la contribution des principaux radionucléides pour chacune des catégories.

* Cette radiotoxicité peut engendrer un risque potentiel.

Annexe 3

Figure 8

Variation de la radiotoxicité des déchets dans divers cas



A : Sans retraitement (combustibles usés)

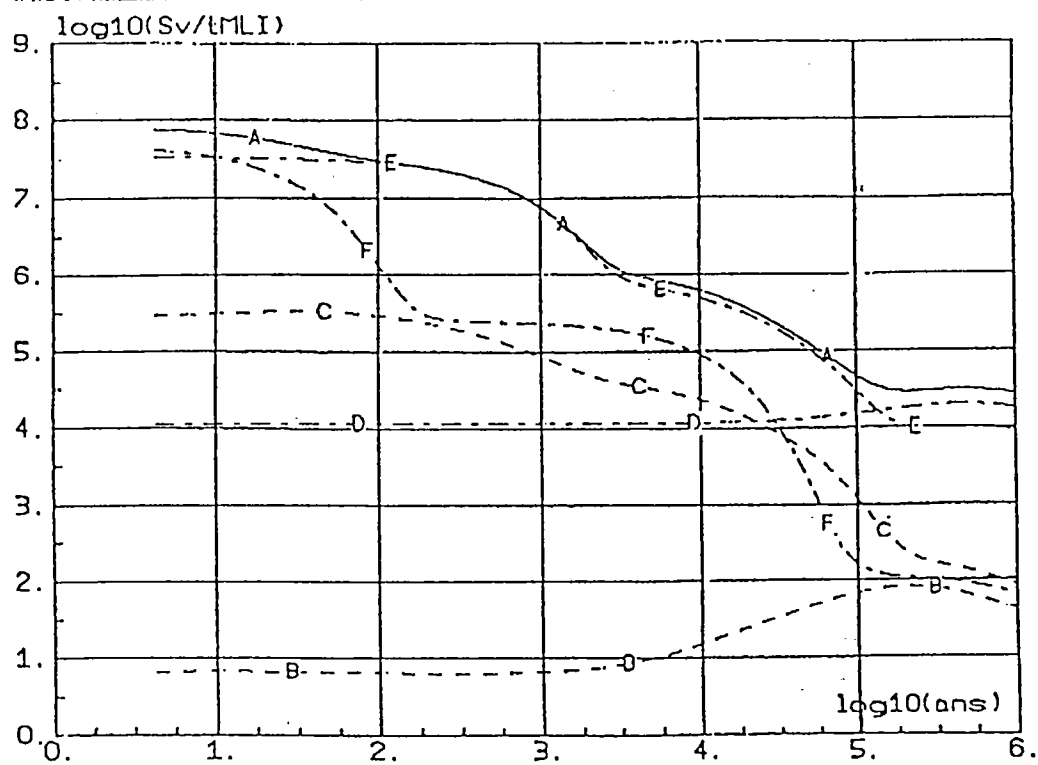
B : Après retraitement actuel

C : Produits de fission avant et après retraitement puisqu'ils ne sont pas séparés dans le retraitement

Annexe 3

Figure 9

**Contribution de différents radioéléments à la variation
de la radiotoxicité des verres**



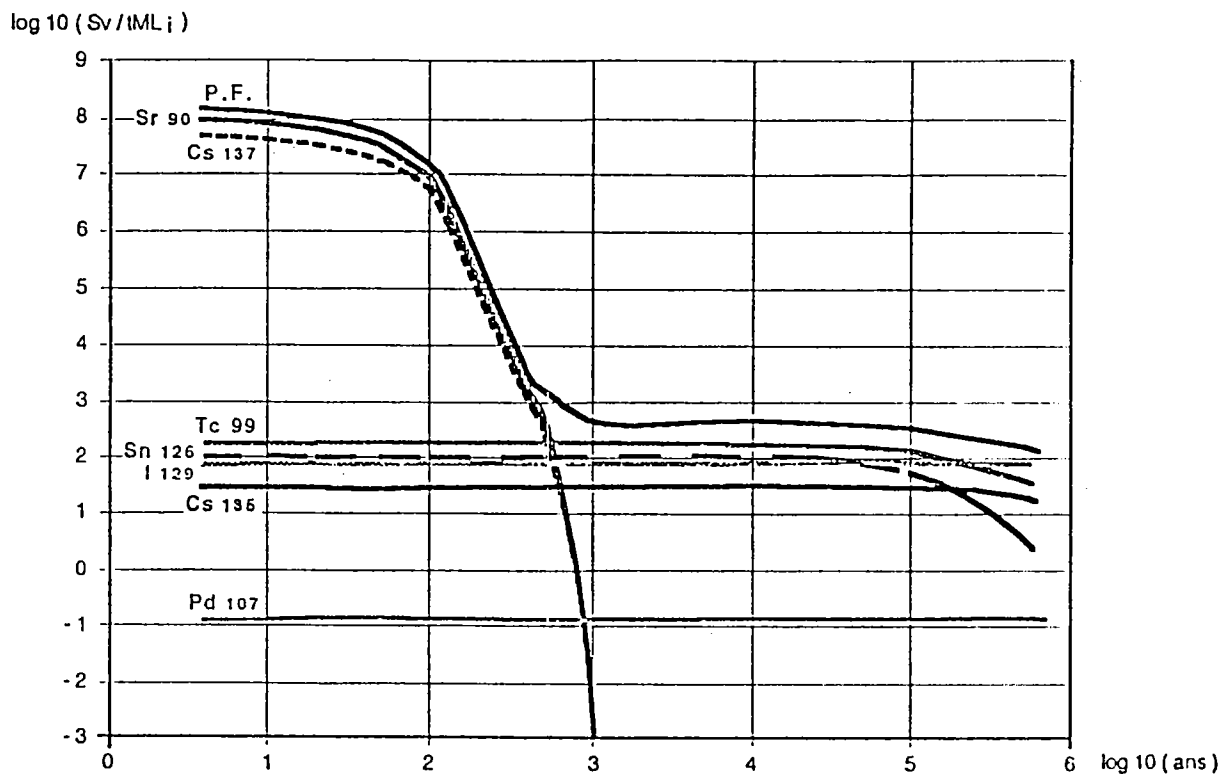
A : Actinide
B : U résiduel
C : Pu résiduel
D : Np
E : Am
F : Cm

Annexe 3

Figure 10

EVOLUTION DE LA RADIOTOXICITE DES P.F. APRES RETRAITEMENT (VERRES)

Contribution des principaux radionucléides



Ces figures appellent les commentaires suivants :

- la radiotoxicité globale des actinides est diminuée d'un facteur 10 à 15 par le retraitement actuel,
- pour les actinides , c'est l'américium qui constitue le radioélément prépondérant jusqu'à 100.000 ans ; puis c'est le neptunium qui prend le relais. Après retraitement l'uranium et le plutonium résiduels ont une contribution faible à la radiotoxicité,
- pour les produits de fission, jusqu'à 500 ans environ, la radiotoxicité est dûe au ^{90}Sr et au ^{137}Cs ; est au delà de 1000 ans, 3 radionucléides sont prépondérants, ce sont par ordre d'importance ^{99}Tc , ^{126}Sn , ^{129}I ; Toutefois la part de ^{129}I dans les verres devra être confirmée.

Annexe 3

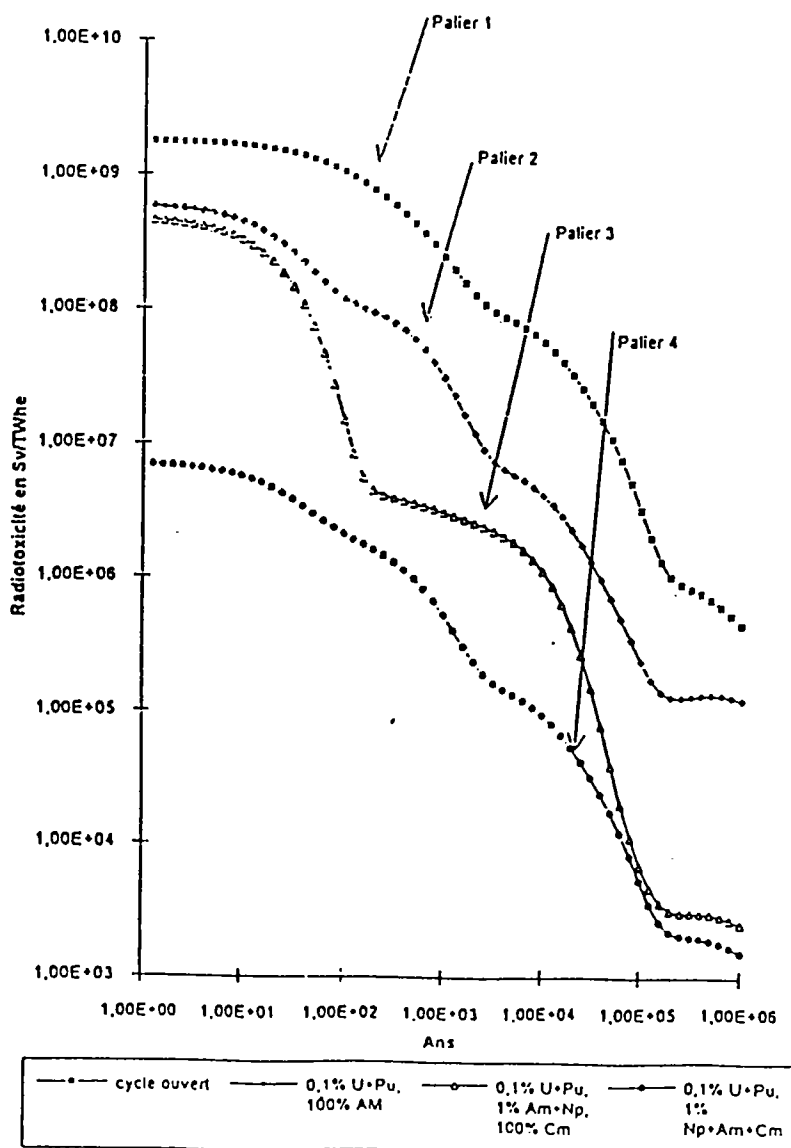
Selon les scénarios retenus pour un retraitement poussé, la radiotoxicité potentielle est susceptible de larges variations. Sur la figure 11 qui présente 4 paliers on constate que :

- le retraitement actuel permet de diminuer la radiotoxicité potentielle d'un facteur 10 à 15 comme cela a déjà été mentionné,
- la mise en place, dans le cadre du retraitement poussé, d'une séparation de l'américium et neptunium (palier 3) se traduit par un gain de deux ordres de grandeurs environ à 100 000 ans,
- la séparation des actinides mineurs (américium, curium, neptunium) permet d'obtenir un gain identique mais plus rapidement.

Cette figure illustre donc de façon très claire les enjeux de la séparation des actinides dans les divers scénarios de retraitement poussé, comme l'avait d'ailleurs déjà présenté la Commission Castaing dans son rapport en 1984.

Figure 11

Evolution de la radiotoxicité potentielle selon les différents scénarios pour le cycle du combustible



Source : EDF

Annexe 4

LES STRATEGIES DE LA GESTION DES DECHETS A L'ETRANGER

1. GENERALITES SUR LA SITUATION INTERNATIONALE

Dans la plupart des pays qui ont développé des activités nucléaires, la préoccupation pour la gestion des déchets radioactifs s'est révélée à une date relativement précoce. En particulier, l'Académie des Sciences des Etats-Unis a reconnu, dès 1957, qu'il convenait de prendre en compte le problème de sûreté à très long terme posé par les déchets radioactifs à vie longue. Les priorités ont cependant d'abord été données aux problèmes d'exploitation des réacteurs nucléaires, notamment au rejet des effluents radioactifs dans l'environnement et à la gestion provisoire sur les sites nucléaires des déchets radioactifs de divers types. Dans un second temps, le stockage en surface des déchets radioactifs à vie courte a été abordé, notamment par les Etats-Unis et le Royaume-Uni dans les années 60. Enfin, ce n'est que vers le milieu des années 70 qu'ont démarré véritablement les études concernant le stockage géologique des déchets à vie longue, même si les Etats-Unis avaient déjà étudié les possibilités de stockage dans le sel dans la mine de Lyons, au Kansas, dès les années 60.

Ces développements ont été accompagnés, dans les années 70, par une opposition croissante de l'opinion publique en ce qui concerne les activités nucléaires. La critique portait notamment sur l'absence de solutions éprouvées pour les déchets à vie longue et le fait que pendant la période de croissance rapide de l'électronucléaire, les responsables de cette croissance ne s'étaient pas préoccupés suffisamment de l'élimination des déchets radioactifs de la biosphère. Plus récemment, l'attention portée aux activités militaires, en particulier aux Etats-Unis et dans les pays de l'ex-Union Soviétique, a montré que, sur de nombreux sites, la gestion des déchets radioactifs avait conduit à des situations aujourd'hui inacceptables et qu'il convenait de lancer des programmes de grande ampleur de réhabilitation des sites. Il convient à cet égard de faire la différence entre de telles situations et les programmes actuellement mis en place pour les déchets civils. La recherche d'une solution définitive à ce problème est ainsi devenue, à la fois, un problème technique et un problème politique.

Dans ce contexte, des lois ont été adoptées dans plusieurs pays visant à conditionner le développement du nucléaire civil à des mesures telles que la "démonstration" de la possibilité de trouver des moyens pratiques d'éliminer les déchets radioactifs de façon définitive sur la base des techniques actuelles (en Suède), ou d'assurer le retraitement du combustible irradié, considéré à l'époque comme une démarche essentielle, dans le cadre d'un programme cohérent de gestion des combustibles irradiés (en Allemagne), ou de garantir la faisabilité d'un stockage définitif afin de recevoir un permis général pour la construction d'une centrale nucléaire (en Suisse).

Annexe 4

Dans la plupart des pays nucléaires, des organismes privés, semi-privés ou publics, voire des ministères de l'énergie, ont été spécialement chargés de la planification, de la recherche et du développement des installations nécessaires à la gestion ultime des déchets radioactifs. Ainsi ont vu le jour de nombreuses agences nationales, similaires dans leurs fonctions à l'ANDRA*, telles que l'ONDRAF* en Belgique, NIREX* au Royaume-Uni, SKB* en Suède ou la CEDRA* en Suisse. Des dispositions relatives au financement de ces programmes et notamment la constitution de fonds spéciaux alimentés selon le principe du "pollueur-payeur" (Espagne, Etats-Unis, Finlande, Suède, Suisse) accompagnaient parfois la création d'agences spécialisées.

Le débat nucléaire a montré, dans tous ces pays, qu'il convenait de traiter la question des déchets radioactifs en tant que véritable problème de société, même s'il s'avère très largement admis par la communauté scientifique internationale spécialisée dans les études de sûreté à long terme que les risques liés au stockage peuvent être limités à des niveaux acceptables. L'acceptation du concept de stockage géologique et des sites particuliers proposés pour ces stockages continue à soulever des problèmes considérables dans de nombreux pays. Des différences notables peuvent être cependant notées en fonction des différences d'un pays à l'autre sur les plans politique, administratif ou culturel. Dans la pratique et malgré les procédures de consultation mises en place dans la plupart des pays, on constate qu'il n'existe encore aucune situation acquise quant au choix définitif d'un site pour les déchets de haute activité et/ou à vie longue, l'acceptation sur le plan local soulevant, la plupart du temps, une forte opposition. Par contre, pour des sites de référence utilisés à titre d'exemples, des analyses de sûreté préliminaires mais néanmoins relativement complètes ont été jugées satisfaisantes sur le plan des exigences de sûreté à long terme par plusieurs autorités nationales. Dans ce contexte, il convient de remarquer que du point de vue technique, il n'y a pas d'urgence à mettre en oeuvre des stockages profonds, dans la mesure où il est toujours possible d'assurer un entreposage provisoire sûr des déchets à vie longue, ce qui permet notamment une réduction importante de la production de chaleur de ces déchets.

Sur le plan international, deux éléments importants semblent dominer le débat :

1. En ce qui concerne l'organisation de la partie aval du cycle, **un nombre croissant de pays se sont déclarés en faveur d'un stockage géologique direct des combustibles irradiés** et renoncent, par conséquent, au retraitement de ces combustibles et au recyclage de l'uranium et du plutonium récupérés. Cet élément est traité en détail sous le point 2.

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

2. Sur le problème de l'élimination des déchets de la biosphère et du stockage géologique, la seule méthode considérée par les spécialistes comme permettant de concilier à la fois les impératifs techniques de sûreté et les considérations éthiques vis-à-vis du long terme est la solution définitive du stockage profond en formations géologiques. Ce consensus est confirmé par les débats au sein des organisations internationales et notamment à l'OCDE* qui doit publier prochainement une déclaration à ce sujet, mettant l'accent sur le fait que le stockage géologique est une solution en principe définitive sans être totalement irréversible et qu'elle apporte actuellement la meilleure réponse possible à la protection des générations futures.

Il subsiste malgré tout un débat, voire une controverse, avec les partisans de solutions provisoires consistant à entreposer les déchets en surface, sous surveillance, pendant une période non définie. Cette solution est préconisée notamment par un certain nombre d'organisations non gouvernementales, telles que Greenpeace (voir Deuxième Congrès sur l'Evaluation des Choix Technologiques, organisé à Milan, en 1990, par la CCE), qui recommandent son adoption dans l'espoir de progrès scientifiques dans un proche avenir, et considèrent également, d'un point de vue éthique, qu'il appartient aux générations futures de choisir elles-mêmes la solution qui leur conviendra.

En tout état de cause, on peut noter une très grande convergence dans les stratégies officielles de gestion des déchets dans les pays avancés en matière nucléaire. Le stockage géologique est la voie de recherche prioritaire pour les déchets à vie longue, qu'il s'agisse de combustibles irradiés ou de déchets issus du retraitement. Ainsi qu'il est mentionné par ailleurs, il est reconnu qu'un recours à la transmutation des actinides et de certains produits de fission à vie longue n'est pas susceptible d'éviter la nécessité du stockage géologique, ne serait-ce que parce qu'il restera toujours des déchets ultimes dont il faudra assurer la gestion par des méthodes de confinement à long terme.

2. RETRAITEMENT OU STOCKAGE DIRECT DES COMBUSTIBLES IRRADIES

Jusque vers le milieu des années 70, le développement du nucléaire s'est effectué dans la plupart des pays dans l'hypothèse que les combustibles irradiés seraient retraités et que l'uranium et le plutonium récupérés seraient recyclés dans des réacteurs surgénérateurs. L'aval du cycle du combustible prévoyait qu'environ 1 % du plutonium produit, l'essentiel des autres actinides et l'ensemble des produits de fission seraient stockés sous forme vitrifiée de façon définitive dans les formations géologiques.

* Terme défini dans le glossaire

Annexe 4

Compte tenu de la révision à la baisse des programmes nucléaires, liée entre autres à la situation économique générale et à l'abondance relative des ressources en uranium, une évolution très nette s'est manifestée au plan international au cours de ces deux dernières décennies en faveur du stockage direct des combustibles irradiés. Cette évolution a démarré aux Etats-Unis où une politique plus stricte de non-prolifération a notamment contribué à l'interdiction du retraitement commercial à partir de 1977. Malgré la levée de cette interdiction après quelques années, l'industrie américaine n'a pas relancé le retraitement chimique des combustibles irradiés.

L'évaluation des mérites respectifs du retraitement ou du stockage direct des combustibles irradiés est néanmoins complexe et ne se résume pas uniquement aux problèmes d'économie ou de non-prolifération. Quoi qu'il en soit, à l'heure actuelle seuls quelques pays, dont la France, le Royaume-Uni et le Japon, sont en faveur de la poursuite des activités de retraitement sur le plan industriel. Les pays à programmes nucléaires limités, qui ont recours au retraitement sous contrat en France et au Royaume-Uni, sont plus nuancés dans leur attitude et tiennent compte notamment des incertitudes économiques, particulièrement du prix de l'uranium naturel et de son enrichissement. En tout cas, la situation actuelle ne semble pas favoriser dans la plupart des pays de nouveaux investissements en relation avec une politique de retraitement conséquente.

Le tableau 1. montre la situation relative au cycle du combustible utilisé dans les pays représentés dans le Comité Consultatif International de l'AIEA sur la Gestion des Déchets Radioactifs (INWAC)*.

* Terme défini dans le glossaire

Annexe 4

**Tableau 1. : Situation dans les pays étrangers
pour l'aval du cycle du combustible**

PAYS	PUISSANCE ELECTRONUCLE AIRE EN MW (E)	ENTREPOSAGE COMBUSTIBLES IRRADIES (*)	POSITION ACTUELLE VIS A VIS DU RETRAITEMENT
Allemagne	22559	réacteurs et central	oui, mais à arrêter
Argentine	935	central	décision plus tard
Belgique	5572	réacteurs	à l'étranger
Canada	15755	réacteurs	non
Chine	1194	réacteurs	oui
Espagne	7101	réacteurs	pas décidé
Etats -Unis	98784	réacteurs	non
France	59033	retraitement	oui
Inde	1593	réacteurs et central	oui
Hongrie	1729	réacteurs	non, éventuellement à l'étranger
Japon	38029	réacteurs, retraitement	oui, à l'étranger puis au Japon
Russie	19843	réacteurs, retraitement	oui
Royaume- Uni	11909	central	oui
Suède	10002	réacteurs et central	non
Suisse	2985	réacteurs, retraitement	oui, à l'étranger, éventuellement à arrêter
Ukraine	12679	réacteurs	si possible à l'étranger

Origine : AIEA INWAC

- * réacteur signifie entreposage dans les piscines des installations de production
- * central signifie entreposage dans une installation spécialisée centralisée
- * retraitement signifie entreposage dans les piscines des usines de retraitement

Annexe 4

Du point de vue de la gestion des déchets radioactifs, il serait intéressant de savoir quelle serait éventuellement l'option la plus favorable en matière de sûreté entre le retraitement et le stockage direct. A l'heure actuelle, les recherches sont poursuivies sur les deux options et les conclusions auxquelles semble aboutir certains des pays indiquent que les stockages géologiques peuvent être conçus de façon sûre pour chacune de ces options (voir exemples ci-dessous). La comparaison est toutefois difficile, car elle doit prendre en compte l'ensemble des coûts et des bénéfices propres à chaque option, y compris les bénéfices du recyclage de l'uranium et du plutonium et les coûts, tels que les doses aux travailleurs, sur l'ensemble des opérations du cycle et du recyclage. Ces diverses questions ont été étudiées dans le cadre des groupes de travail chargés de l'évaluation internationale du cycle du combustible nucléaire (INFCE)*, publiée par l'AIEA en 1980, mais n'ont pas fait depuis l'objet d'une analyse exhaustive au plan international. Seules des évaluations limitées sur les coûts respectifs des deux options ont été réalisées.

Par ailleurs, il convient de remarquer qu'une stratégie de séparation/transmutation ou de séparation/conditionnement n'est concevable que dans le cadre d'une stratégie de retraitement du combustible utilisé.

Le problème se complique encore plus si l'on prend en compte le stockage du plutonium déjà séparé en provenance des programmes militaires et civils pour répondre aux soucis de non-prolifération et, également, le recyclage du plutonium dans les combustibles MOX des réacteurs à eau légère. Une étude a été récemment publiée sur ce sujet par l'Académie des Sciences des Etats-Unis, et l'Agence de l'OCDE pour l'Energie Nucléaire examine actuellement cette question. Quels que soient cependant les choix en matière de cycle du combustible, les solutions techniques pour la gestion des déchets résiduels à vie longue seront vraisemblablement fondées sur la stratégie du stockage géologique, en l'absence d'alternatives crédibles à l'heure actuelle.

* Terme défini dans le glossaire

Annexe 4

3. RESUMES DES PRINCIPALES SITUATIONS NATIONALES

ALLEMAGNE : Le programme nucléaire allemand exploite 21 réacteurs à eau légère, d'une puissance installée de 22 GWe, représentant environ 30 % de l'électricité produite. La responsabilité de la gestion ultime des déchets radioactifs est confiée aux autorités fédérales allemandes alors que les opérations diverses de traitement, transfert et entreposage restent la responsabilité des producteurs de déchets. En ce qui concerne l'octroi des autorisations de construction pour les installations nucléaires, les gouvernements des "Länder" interviennent en premier lieu.

En 1989, les autorités allemandes ont officiellement renoncé à la construction d'une usine de retraitement du combustible à WACKERSDORF* en Bavière. Le retraitement du combustible allemand dans les installations de BNFL* au Royaume-Uni, et de la COGEMA* en France pouvait néanmoins se poursuivre. Parallèlement cependant, la possibilité d'un cycle sans retraitement s'est fait progressivement jour et à l'heure actuelle, les deux options coexistent.

Il existe en Allemagne plus de 200 dômes de sel, ce qui constitue, outre des réserves en sel considérables, des possibilités d'entreposage importantes pour les hydrocarbures, ou de stockage définitif pour les déchets radioactifs. Dès les années 60, une mine de sel désaffectée, à ASSE*, dans le nord du pays, a été utilisée pour stocker des déchets de faible activité jusqu'en 1967, puis ensuite en tant que laboratoire souterrain de recherche.

La politique allemande prévoyait en particulier que tous les types de déchets pouvaient être stockés ensemble en profondeur sur un même site. C'est dans ce contexte qu'ont démarré en 1971 les études sur le site de GORLEBEN* en Basse Saxe où un dôme de sel était susceptible de convenir à la construction d'un tel dépôt à une profondeur de l'ordre de 1000 mètres. Des difficultés et des retards importants dûs à des oppositions diverses y compris de la part des autorités de Basse-Saxe laissent planer un doute sur l'avenir de ce projet dont la réalisation pourrait se terminer vers 2010 au plus tôt, soit avec un retard de près de dix ans par rapport aux prévisions initiales. Actuellement, deux puits ont été creusés jusqu'à une profondeur d'environ 600 mètres, confirmant sur le plan géologique des conditions favorables à la création d'un dépôt profond. Dans ce contexte, diverses initiatives sont examinées en Allemagne par les exploitants de centrales nucléaires pour faire face à ces difficultés d'ordre essentiellement politique, visant éventuellement l'abandon du retraitement et le recours au stockage direct du combustible.

Annexe 4

Enfin, pour compléter la description du programme allemand, il faut citer la mine de fer désaffectée de KONRAD*, également en Basse-Saxe, où il est proposé de stocker environ 1 000 000 m³ de déchets non générateurs de chaleur (type A et B) et où le dossier d'autorisation de construction d'un dépôt est également retardé sur le plan politique et le dôme de sel de MORSLEBEN* situé dans l'ancienne République Démocratique, où le dépôt de déchets de faible et moyenne activité (essentiellement type A) a pu reprendre récemment sur la base d'une décision de la Cour Administrative Fédérale.

BELGIQUE : Le programme nucléaire belge qui repose sur l'exploitation de sept réacteurs à eau pressurisée (de l'ordre de 60 pour cent de la production d'électricité), à conduit à la production de déchets à vie longue, dont ceux provenant de la Société Eurochemic à Mol, qui a procédé au retraitement de divers types de combustibles irradiés belges et étrangers jusqu'en 1974. Ces déchets comprennent aussi bien des produits vitrifiés de haute activité, dont certains seront rapatriés de l'étranger, que des déchets bétonnés ou bitumés contenant des émetteurs alpha.

La politique actuelle de la Belgique consiste à faire retraiter les combustibles irradiés à l'étranger, principalement en France, et à recycler l'uranium et le plutonium récupérés. Toutefois, depuis 1994, le stockage direct du combustible est également envisagé.

L'Organisme National des Déchets Nucléaires et des Matières Fissiles Enrichies (ONDRAF) a été créé en 1980 en tant qu'organisme public chargé de l'ensemble des opérations de gestion des déchets au niveau national. L'ONDRAF est ainsi responsable du développement et de la création de dépôts définitifs.

Depuis la fin des années 70, la Belgique étudie la couche d'argile plastique de Boom présente dans le nord-est du pays et notamment située sous le Centre d'Etudes de l'Energie Nucléaire de Mol, pour le stockage des déchets à vie longue. Ainsi a été créé le laboratoire souterrain de Mol (HADES) opérationnel depuis 1983, afin d'étudier in situ les possibilités de l'argile en tant que roche d'accueil des déchets à vie longue. Une extension du laboratoire souterrain est prévue afin de démontrer la faisabilité technique de la mise en dépôt des déchets. Suite à un rapport préliminaire de sûreté et de faisabilité présenté aux autorités au début des années quatre vingt dix, la priorité accordée à l'étude de l'argile de Boom à l'aplomb du site de Mol/Dessel comme roche hôte a été confirmée. Le programme de recherche en cours est financé partiellement par les Communautés européennes et la France qui y participe directement.

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

Bien que les études techniques sur l'argile et le site de Mol soient relativement avancées, aucune décision n'a encore été prise quant à la confirmation de ce site, le programme belge ne prévoyant pas l'ouverture d'un stockage profond avant 2030 environ.

CANADA : 15 pour cent environ de l'électricité produite au Canada provient actuellement de 18 réacteurs de type CANDU (Canada Deuterium Uranium). Le combustible utilisé est entreposé sur le site des réacteurs de manière provisoire. Le Gouvernement fédéral et les propriétaires du combustible utilisé, principalement Ontario Hydro, sont responsables de la sûreté de sa gestion. La politique canadienne prévoit que ce combustible ne sera pas retraité et qu'il conviendra, par conséquent, de le stocker de façon permanente. Parmi les diverses options envisagées en matière de stockage permanent, il a été conclu que les formations géologiques offraient les meilleures perspectives dès 1972. Cette conclusion est par la suite corroborée par plusieurs groupes d'experts successifs. Dans ce contexte, trois types de milieux géologiques ont été envisagés : les roches plutoniques, les gisements de sel et les schistes argileux. Dès 1974, il a été décidé d'effectuer la majeure partie des recherches concernant le stockage permanent des déchets du combustible nucléaire sur les possibilités de dépôt dans les formations plutoniques qui existent en particulier dans le bouclier canadien. Par la suite, les études ont été concentrées pratiquement exclusivement sur ce type de recherche.

A partir de 1978, l'Energie Atomique du Canada Limitée (EACL) a été chargée des activités de recherche et développement portant sur "le stockage permanent dans un dépôt souterrain à grande profondeur dans la roche intrusive". L'EACL a ainsi ouvert le laboratoire de recherche souterrain du lac du Bonnet, dans la province du Manitoba, dans un pluton, dans le but de mettre au point des méthodes de caractérisation des sites, d'obtenir des données d'expériences in situ et de contribuer à la compréhension de la géologie et de l'hydrologie de la région du lac du Bonnet. Ces études sont en cours depuis une quinzaine d'années avec une participation internationale, notamment de la part de l'ANDRA.

Actuellement, le programme canadien fait l'objet d'un examen d'ensemble qui porte principalement sur le concept de stockage permanent et les études d'impact développées par l'EACL en coopération avec Ontario Hydro. Une commission fédérale d'évaluation environnementale a été chargée d'effectuer cet examen qui a la particularité de reposer sur des évaluations de systèmes hypothétiques reposant très largement sur les données recueillies sur le site du lac du Bonnet.

Annexe 4

L'Agence de l'OCDE pour l'Energie Nucléaire, à la demande des autorités canadiennes, a également procédé à un examen indépendant du concept de l'EACL au début de 1995. A l'issue de ce processus, la Commission d'évaluation canadienne présentera des recommandations aux Gouvernements du Canada et de l'Ontario concernant l'acceptabilité du concept de stockage permanent du combustible nucléaire canadien usé et des mesures de sûreté en matière de gestion à long terme.

Les autorités canadiennes devraient pouvoir, dans un proche avenir, décider dans quelle mesure la mise en oeuvre du concept de stockage proposé est acceptable, et définir le processus conduisant au choix d'un site, ainsi que les institutions qui seront responsables de la mise en oeuvre progressive du programme.

ESPAGNE : En Espagne environ 35 pour cent de la production d'électricité du pays est fournie par 9 réacteurs nucléaires. La politique de l'Espagne prévoit d'entreposer les combustibles irradiés pendant une période de 40 ans environ et ne fait pas appel, par conséquent, à un cycle du combustible nucléaire avec retraitement (sauf pour la centrale de Vandellos de type gaz/graphite français, arrêtée depuis plusieurs années). Il est prévu que le combustible irradié et les déchets vitrifiés de Vandellos seront évacués dans des formations géologiques profondes.

En Espagne, l'ENRESA* est l'entreprise nationale responsable de l'ensemble des opérations de gestion des déchets radioactifs et du combustibles irradié. Périodiquement, un plan d'ensemble est publié par le Ministère de l'Industrie et de l'Energie sur les activités relatives à la gestion des déchets radioactifs en Espagne. Le dernier plan publié en décembre 1994, traite notamment de l'entreposage des combustibles irradiés dans une installation centralisée qui serait opérationnelle au cours de la prochaine décennie. Trois types de milieux géologiques sont envisagés pour un tel stockage : le granite, le sel et l'argile et les zones favorables pour chacune de ces formations sont actuellement en cours d'études. Plusieurs sites potentiels pourraient être retenus vers la fin de ce siècle. Après désignation d'un site définitif, l'objectif concernant la réalisation d'un stockage profond se situe au-delà de 2020. Dans l'intervalle, diverses activités de recherche et développement sont conduites sur le concept de stockage et leur sûreté, en grande partie dans le cadre de coopérations internationales.

* Terme défini dans le glossaire

Annexe 4

ETATS-UNIS : en ce qui concerne le cycle du combustible du programme nucléaire civil des Etats-Unis, (109 réacteurs, 100 Gwe, 20 % de l'électricité totale), deux périodes principales sont à considérer :

- 1- jusqu'au milieu des années 70, le retraitement du combustible était la politique officielle. Au cours de cette période, plusieurs usines de retraitement ont été construites à West Valley (New-York), Morris (Illinois) et Barnwell (Caroline du Sud), cette dernière étant d'une taille équivalente aux installations françaises de la Hague. Toutefois, seule l'usine de Nuclear Fuel Services à West Valley a fonctionné pendant quelques années (1966-1972) et assuré le retraitement d'environ 600 tonnes de combustible de réacteurs à eau légère.
- 2- Ensuite, la décision des autorités américaines de suspendre en 1977 le retraitement a contribué à l'adoption d'une politique similaire dans d'autres pays. La politique d'interdiction des Etats-Unis a été modifiée par le Gouvernement par la suite, mais le retraitement commercial n'étant pas considéré comme rentable, ce changement de politique n'a pas eu d'effet pratique. Le stockage des combustibles irradiés devenait donc nécessaire et a constitué la base du "Nuclear Waste Policy Act" de 1982, fixant la politique à suivre et le calendrier pour la mise en oeuvre de stockages profonds dès 2003.

Actuellement, le programme des Etats-Unis est fondé sur la révision en 1987 du Nuclear Waste Policy Act qui prévoit l'entrée en service en 2010 d'un premier dépôt profond pour les combustibles irradiés. Dans ce but, la qualification du site devrait se faire en 1998 sur la base d'une analyse de sûreté préliminaire. Si elle est positive, un permis de construire devrait être octroyé en 2001 par le Président des Etats-Unis.

Le site de Yucca Mountain* fait actuellement l'objet d'études approfondies, sur la base du creusement d'une rampe d'accès et de galeries dans une formation de tuf volcanique située à une profondeur de 300 mètres environ. L'objectif est de démontrer que le site peut convenir à la construction d'une installation de stockage profond d'une capacité d'environ 70000 tonnes de combustible irradié.

Le Département de l'Energie a la responsabilité de l'ensemble de ce programme, placé par conséquent sous l'autorité des instances fédérales ; il en va de même pour les autres opérations de transport et d'entreposage, qui y sont associées. L'Etat du Nevada continue à s'opposer malgré tout au choix du site de Yucca Mountain, et de nombreuses difficultés en résultent notamment sur le plan juridique, avec pour conséquence un retard considérable du programme américain. Alors que, du point de vue technique et scientifique, les études se

Annexe 4

poursuivent, il est possible que la loi américaine (le Nuclear Waste Policy Act de 1982, révisé en 1987) soit à nouveau amendée, voire remplacée par de nouvelles dispositions législatives soumises actuellement au Congrès. A cet égard, il convient de remarquer que la loi américaine portait sur l'ensemble des questions de recherche et développement (R&D) et de mise en oeuvre du stockage géologique, contrairement à la loi française de 1991 limitée à la phase de recherche.

Le retard du programme de stockage profond renforce l'importance de la construction d'un entreposage centralisé pour le combustible irradié (Monitorable Retrievable Storage, MRS*), dont la mise en service était initialement prévue en 1998. Il convient de mentionner les difficultés rencontrées pour trouver un site pour cet entreposage, malgré un effort de plusieurs années de deux négociateurs successifs chargés de solliciter des offres pour de tels sites, y compris auprès des tribus indiennes.

Récemment, la tribu des Indiens Mescaleros, au Nouveau Mexique, a exprimé un vote favorable (après un premier vote défavorable début février) à l'étude des possibilités de construction du MRS sur son territoire, prenant notamment en compte les subventions éventuelles qui y sont attachées.

Il existe aux Etats-Unis, indépendamment du programme de Yucca Mountain, un projet de stockage profond relativement avancé : le "Waste Isolation Pilot Plant", (WIPP), près de Carlsbad, au Nouveau Mexique, pour les déchets du Département de l'Energie (essentiellement d'origine militaire) contenant des éléments transuraniens à vie longue. Cette installation, dont la construction est pratiquement terminée, fait l'objet actuellement d'analyses de sûreté poussées en vue de la procédure d'autorisation d'exploitation du site prévue prochainement. Elle est située dans une couche de sel, à environ 650 mètres de profondeur, avec une capacité initiale de l'ordre de 100.000 m³ pour les déchets équivalent aux déchets français de type B.

Enfin, de nombreuses études ont été réalisées aux Etats-Unis sur les possibilités de séparation et de transmutation des actinides, notamment dans le cadre du développement du réacteur IFR* (Integral Fast Reactor). L'avenir de ces études est très compromis, l'administration fédérale chargée de leur financement considérant actuellement qu'elles ne se justifient pas compte-tenu de l'intérêt limité que présente globalement, dans le cadre d'une politique de non-retraitement, l'approche séparation/transmutation.

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

FINLANDE : Avec une production d'énergie nucléaire assurant plus de 30 pour cent de la production électrique du pays, la Finlande a une approche très voisine de celle de la Suède en ce qui concerne la gestion de ses déchets radioactifs. En particulier, les déchets de faible activité seront évacués en sous-sol à une centaine de mètres de profondeur sur les sites de réacteurs (Olkiluoto et Loviisa). Le combustible irradié, après une période d'entreposage sur ces mêmes sites, sera ensuite stocké à grande profondeur. La situation finlandaise a gardé ouverte, jusqu'à une date récente, les deux options du retraitement et du non-retraitement pour le combustible irradié.

Le combustible des deux réacteurs de Loviisa, d'origine russe, était retraité en Russie, alors que le retraitement du combustible des deux autres réacteurs n'était pas prévu. A la fin de 1993, le Gouvernement finlandais a décidé que, dorénavant, les déchets radioactifs produits en Finlande seraient finalement traités, entreposés et stockés sur le territoire national. Cependant, en fonction d'accords préalables, les combustibles de Loviisa pourraient être transportés vers la Russie jusqu'en 1996.

En Finlande, la responsabilité de la gestion des déchets incombe aux deux compagnies d'électricité, IVO* et TVO*, qui exploitent les réacteurs, ces opérations étant placées sous la tutelle du Ministère du Commerce et de l'Industrie. Le concept de stockage des combustibles irradiés prévoit la création de dépôts à environ 500 m de profondeur dans des roches cristallines, le combustible irradié étant conditionné dans des conteneurs mixtes cuivre/acier. Des études préliminaires ont déjà été conduites sur cinq sites potentiels avec l'objectif de réaliser un premier dépôt en 2020 environ. En fonction d'un accord récent (18 mai 1995), TVO et IVO ont décidé de promouvoir un seul dépôt pour leurs combustibles irradiés et de créer, dans ce but, une société commune chargée des travaux préparatoires et de la mise en oeuvre du dépôt, qui sera opérationnelle au début de 1996.

JAPON : le programme nucléaire japonais présente de fortes similitudes avec celui de la France (49 réacteurs, 45 Gwe, 30 % électricité totale) notamment en ce qui concerne son ampleur et les choix en matière de retraitement du combustible et de recyclage du plutonium. Dans l'attente de la mise en route d'une grande usine de retraitement actuellement en construction à ROKKASHO-MURA*, le retraitement se fait sous contrat en France et au Royaume-Uni.

En ce qui concerne la gestion des déchets de haute activité vitrifiés, la politique suivie est d'enfouir ces déchets en profondeur comme dans les autres pays. Actuellement, les efforts portent principalement sur la recherche et le développement, notamment pour l'étude du

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

milieu géologique et des analyses de sûreté génériques, privilégiant le système de barrières ouvragées et le champ proche des dépôts en l'absence de site de référence. Au-delà de cette phase de recherche, les responsabilités institutionnelles ne sont pas totalement définies, et le calendrier ne prévoit pas l'ouverture de stockages profonds avant 2030 au plus tôt, voire 2040.

Une analogie très forte existe avec le programme français en ce qui concerne les études sur la séparation et la transmutation des actinides. Le Japon a en effet lancé le Programme OMEGA* il y a environ cinq ans dans le but d'étudier la faisabilité de ce concept et son introduction éventuelle au niveau industriel dans le cycle du combustible nucléaire. Il ne s'agit pour l'instant que de recherches à long terme, visant notamment à réduire le risque potentiel à long terme, en complément des études actuelles sur les stockages géologiques. Dans ce domaine, le Japon s'est efforcé de promouvoir une coopération internationale accrue, notamment dans le cadre de l'OCDE.

ROYAUME-UNI : Vingt-huit réacteurs assurent au Royaume-Uni la production d'environ 25 pour cent de la production d'électricité du pays. Le combustible irradié est stocké sur les sites des réacteurs ou en attente de retraitement dans les piscines de l'usine de retraitement de BNFL* à Sellafield. La politique officielle consiste à retraiter les combustibles en vue du recyclage de l'uranium et du plutonium récupérés et prévoit un entreposage des déchets vitrifiés provenant du retraitement pendant une période d'au moins 50 ans avant stockage. La stratégie nationale en matière de gestion des déchets fait actuellement l'objet d'un réexamen général de la part du Gouvernement dans le cadre de l'examen des activités nucléaires du pays. La politique en faveur du stockage profond des déchets à vie longue ne semble toutefois pas devoir être remise en cause.

Sur le plan opérationnel, les producteurs de déchets radioactifs ont créé en 1982 la Société UK Nirex Limited pour assurer la gestion sûre des déchets de faible et moyenne activité, y compris ceux contaminés par les émetteurs α . Le mandat actuel de Nirex ne comporte pas la responsabilité de la gestion des déchets vitrifiés de haute activité.

Après une étude des sites potentiels au Royaume-Uni, Nirex étudie, depuis 1991, un site près des usines de BNFL* à Sellafield avec l'objectif de créer, dans un premier temps, un laboratoire souterrain pour l'étude de la roche environnante (roches volcaniques au sein d'un bassin sédimentaire) et ensuite un dépôt destiné à recevoir à la fois des déchets de faible activité à vie courte (type A) et des déchets contaminés par des radionucléides à vie longue (type B), à l'exception des déchets hautement radioactifs (type C). Ce site n'est pas encore désigné officiellement comme le site définitif pour les déchets britanniques. Il est prévu

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

qu'une enquête publique soit engagée vers la fin de 1995 pour la création du laboratoire souterrain qui serait situé à une profondeur de 650 m.

Dans la mesure où le choix du site serait confirmé, une installation de stockage serait disponible aux environs de 2010 pour recevoir un volume de l'ordre de 400.000 m³ de déchets. Dans l'intervalle, des progrès notables sont accomplis en matière scientifique sur les conditions d'un dépôt souterrain.

SUEDE : dès 1977, les autorités suédoises ont décidé que les producteurs d'électricité nucléaire devaient apporter la preuve de l'existence d'une méthode sûre de stockage du combustible irradié ou des déchets de haute activité vitrifiés avant qu'un réacteur prêt à fonctionner ne soit autorisé à recevoir son combustible. Puis, à la suite d'un référendum en 1980, le Parlement suédois a décidé que le programme électronucléaire de la Suède se limiterait à douze réacteurs de puissance (10 Gwe, 45 % de l'électricité produite) qui ne resteraient en service que jusqu'en 2010, date à laquelle toute production électronucléaire devrait être stoppée.

Le rapport KBS-3*, publié en 1983, par la société SKB*, sur le stockage final des combustibles irradiés dans les roches cristallines, a constitué la première référence importante en matière d'analyse de sûreté dans ce domaine. Cette analyse a été jugée satisfaisante par les autorités gouvernementales et a permis en 1984 le chargement des deux derniers réacteurs suédois.

Par ailleurs, la loi sur les activités nucléaires de 1984 a précisé que les propriétaires de réacteurs nucléaires seraient responsables de toutes les étapes et des coûts nécessaires à la gestion et au stockage de tous les déchets produits, y compris de la recherche et du développement conduisant à leur stockage définitif. Les compagnies d'électricité ont ainsi créé dans ce but la société SKB pour le cycle du combustible et la gestion des déchets. Le programme nucléaire limité dans le temps rend le recyclage de l'uranium et du plutonium et, par conséquent, le retraitement du combustible, sans intérêt en Suède.

Depuis lors, un entreposage à faible profondeur, "le CLAB"* a été construit dans le granite à Oskarshamn pour les combustibles irradiés. Cet entreposage est extensible à 9 000 tonnes, la quantité totale du combustible irradié escomptée en Suède. Le fonctionnement du CLAB est prévu pour environ 50 ans, date à laquelle l'essentiel des combustibles sera transporté vers un stockage définitif.

Un laboratoire souterrain est actuellement en construction à ÄSPÖ* dans le sud de la Suède, et de nombreux pays dont la France participent aux travaux de recherche en cours sur les

Annexe 4

roches cristallines et divers aspects des stockages. En parallèle, des sites sont actuellement recherchés pour la construction d'un dépôt avec pour objectif la mise en place des premiers combustibles irradiés en quantité limitée (plusieurs centaines de tonnes dès 2008), dans le cadre d'une opération de "démonstration" destinée tout autant à convaincre l'opinion publique de l'approche ouverte et transparente de SKB que de la faisabilité, sûreté et éventuellement réversibilité du stockage géologique.

Il convient de noter également l'existence en Suède d'un dépôt souterrain, situé à quelques 50 mètres sous la mer Baltique, à FORSMARK* dans l'est de la Suède, destiné à recevoir essentiellement des déchets de type A à vie courte provenant du fonctionnement et du déclassé des installations nucléaires suédoises.

L'ensemble de ces activités ont fait de la Suède l'un des pionniers du développement de solutions sûres au problème des déchets radioactifs, notamment grâce à la création en 1980, sous l'égide de l'OCDE, du projet international de recherche de Stripa*, situé dans une ancienne mine de fer suédoise désaffectée, et la Suède est actuellement l'un des pays les plus avancés dans ce domaine.

SUISSE : Près de 40 pour cent de la production d'électricité suisse sont assurés par cinq réacteurs nucléaires, dont le combustible irradié est retraité à l'étranger. La politique suisse prévoit ensuite l'entreposage pendant quelque 30 à 40 ans de déchets de haute activité vitrifiés à des fins de décroissance de la production de chaleur. Comme dans les autres pays, il est prévu ensuite un dépôt définitif dans des formations géologiques radioactifs. Dans la pratique, cette gestion est confiée à la Coopérative Nationale pour l'Entreposage des Déchets Radioactifs (CEDRA)* qui a été créée par les entreprises d'électricité et par la Confédération suisse qui est responsable des déchets issus des activités de recherche, de l'industrie et de hôpitaux.

L'ensemble des déchets suisses, y compris les déchets de faible activité à vie courte, sera évacué dans des formations géologiques profondes. Une nouvelle société vient d'être créée pour assurer la responsabilité du site de Wellenberg, choisi pour le stockage des déchets de faible activité dans le centre du pays.

En ce qui concerne les déchets de haute activité et à vie longue, l'attention est portée à la fois aux roches granitiques et aux argiles, avec l'objectif de choisir un site autour de l'an 2020.

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

Une analyse de sûreté pour un site de référence a été soumise au Gouvernement Fédéral en 1985. Après une étude approfondie par la Division Principale pour la Sûreté Nucléaire, le Gouvernement Fédéral a accepté en 1988 les résultats de cette analyse comme satisfaisants, avec la réserve que cette appréciation n'était valable que pour le site spécifique et limité sur lequel un seul forage profond avait permis de recueillir des données géologiques. En conséquence, le Gouvernement exigeait que les recherches continuent afin de montrer que les mêmes conditions géologiques satisfaisantes pouvaient être réunies sur un site de dimensions suffisantes pour la construction d'un stockage.

Dans l'intervalle, les travaux de recherche et développement se poursuivent, notamment dans le cadre du laboratoire souterrain de Grimsel* pour l'étude des roches granitiques, et à partir d'études sismiques et de forages dans le nord du pays sur des sites cristallins et argileux. La taille du programme nucléaire suisse étant limitée et n'engendrant, par conséquent, que de faibles quantités de déchets, la Suisse n'exclut pas une collaboration dans le domaine du stockage définitif avec des partenaires étrangers pour étudier d'éventuelles solutions multinationales, même si, à l'heure actuelle, une telle possibilité s'avère politiquement difficile.

AUTRES PAYS : Dans la plupart des autres pays, les plans pour la gestion des déchets sont en général moins avancés, tout au moins en ce qui concerne les stockages et leur mise en oeuvre. Il faut noter en particulier la situation au sein de l'ex-Union Soviétique, où il existe de nombreux sites civils et militaires où des déchets de divers types ont été entreposés ou stockés dans des conditions discutables, et où les politiques pour l'avenir ne sont pas encore clarifiées.

4. COOPERATION INTERNATIONALE

Les problèmes socio-politiques liés à l'élimination définitive des déchets nucléaires de la biosphère se posent partout dans le monde d'une façon similaire. Par conséquent, les opinions qui se sont formées et les organisations qui les examinent, ont atteint rapidement une dimension internationale.

Ceci est vrai pour les organisations gouvernementales comme l'Agence Nucléaire (AEN)* de l'OCDE à Paris, la Commission d'Euratom, plus tard CCE*, puis CEU, à Bruxelles, qui ont vu leurs programmes évoluer de plus en plus vers des activités consacrées aux aspects de sûreté et de réglementation au détriment de leur rôle de promotion de l'énergie nucléaire ; et également pour les organisations non gouvernementales comme la Commission Internationale

* Terme défini dans le glossaire

Annexe 4

de Protection Radiologique (CIPR) et de nombreuses autres organisations critiques vis-à-vis du nucléaire, voire fondamentalement hostiles comme Greenpeace.

Toutes ces organisations s'efforcent de définir des règles de bonne conduite en vue d'assurer la protection de la santé humaine et de l'environnement par une gestion appropriée des déchets radioactifs.

Dès leur constitution, les trois organisations internationales, l'AIEA, l'AEN de l'OCDE et la Commission d'Euratom, ont chargé des groupes d'experts de préparer des études sur la gestion des déchets radioactifs. **Des experts français ont pris part à tous ces efforts.**

L'AIEA a publié son premier rapport sur le sujet, intitulé "Radioactive Waste Disposal into the Ground" en 1965. Depuis lors, une cinquantaine de rapports ont été approuvés par un groupe d'examineurs dans lequel la France était représentée. En 1988 ce groupe était reconstitué sous le nom d'INWAC* (Comité consultatif international sur la gestion des déchets radioactifs) avec le mandat :

- 1- d'examiner périodiquement le programme de l'AIEA,
- 2- d'organiser l'échange international d'idées et de concepts,
- 3- de recommander les principes fondamentaux à respecter pour assurer une gestion et un stockage définitif sûr,
- 4- de présenter des informations sur les programmes nationaux et de conseiller sur les concepts pour lesquels un consensus international s'est établi.

Dans ce Comité, la France est également représentée par des experts. Une nouvelle série de publications cohérentes sur l'ensemble des problèmes de la gestion des déchets radioactifs a été initiée.

Les deux premiers documents élaborés concernent :

- 1- les principes de base à respecter dans la gestion des déchets radioactifs,
- 2- la nécessité d'établir un cadre institutionnel national pour cette gestion.

Ces documents ont été approuvés par le Conseil des Gouverneurs de l'AIEA et seront publiés cette année.

Annexe 4

Un aspect particulier du stockage direct des combustibles irradiés a retenu l'attention du Département des Garanties de l'AIEA. Il s'agit de la différence entre un stockage réversible et un stockage irréversible qui peut être importante du point de vue des garanties, mais qui n'est pas nette dans la pratique. La question s'est posée de savoir si les mesures de garanties exigées, par exemple, par le Traité sur la Non-Prolifération des Armes Nucléaires, peuvent être considérées comme satisfaites pour le plutonium contenu dans un stockage de combustibles irradiés après fermeture et scellement. Les accords de garantie permettraient la fin de tout contrôle seulement si l'on pouvait considérer ce plutonium comme "irrécupérable".

Un groupe d'experts de 17 pays, dont la France, a conclu à l'unanimité en 1988 qu'il serait toujours possible de reprendre les éléments combustibles, donc que le plutonium resterait récupérable. Les experts sont arrivés à cette conclusion, après une discussion approfondie, tout en admettant que les efforts nécessaires sur le plan technique pour la reprise des matières stockées seraient considérables. Un stockage pourrait donc ne pas être complètement irréversible. Par ailleurs, si l'on facilitait la réversibilité par des moyens techniques, la sûreté du confinement en serait probablement amoindrie. Cette dernière réflexion est valable pour tout type de stockage.

Les efforts de l'AIEA dans le domaine de la gestion des déchets nucléaires ont révélé un autre problème, celui de la coopération avec les organisations non gouvernementales. Avec la CIPR*, qui est elle-même en contact étroit avec les Académies des Sciences nationales, cette co-opération est acquise depuis des années. Mais entre les Académies et l'INWAC* de l'AIEA, ces contacts indirects se sont avérés insuffisants.

Une tentative de créer une Commission internationale pour le stockage des déchets nucléaires, avec un mandat très similaire à celui de l'INWAC et avec le même caractère que la CIPR, n'a toutefois pas trouvé suffisamment de soutien. Tout récemment l'AIEA a proposé d'associer les Académies des Sciences techniques aux travaux de l'INWAC en acceptant des observateurs de la part du Conseil international des Académies. Aucune autre organisation internationale non gouvernementale ne participe actuellement aux activités de l'INWAC.

L'Agence de l'OCDE pour l'Energie Nucléaire (AEN)*, après avoir mis sur pied des opérations d'immersion de déchets radioactifs dans l'océan Atlantique dès 1967 et instauré un système de contrôle et de surveillance de ces opérations au niveau international, a élargi le champ de ses travaux à l'ensemble de la gestion des déchets radioactifs dès 1970. L'AEN a créé, en particulier, le Comité de la Gestion des Déchets Radioactifs en 1975, Comité où

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

siègent les représentants des agences chargées de la mise en oeuvre des programmes nationaux, des autorités de réglementation et de sûreté nucléaire et des centres de recherche.

Ce Comité constitue un forum au sein duquel sont examinées les politiques et les stratégies de gestion des déchets des pays membres, ainsi que certains aspects particuliers techniques et non-techniques de la gestion des déchets. Les deux domaines prioritaires d'activité de l'AEN sont depuis une dizaine d'années la méthodologie des analyses de sûreté relatives au stockage et l'évaluation des caractéristiques des sites potentiels.

Ces priorités portent plus particulièrement sur la gestion des déchets à vie longue et notamment des combustibles irradiés et des déchets de haute activité vitrifiés. Dans le cadre de ces activités techniques, l'AEN cherche à promouvoir des échanges d'informations, des analyses de l'état des connaissances sur des sujets particuliers, la constitution de banques de données, notamment dans le domaine de la sorption et des données géochimiques fondamentales. D'une façon générale, ces activités ont pour but de contribuer à améliorer la confiance dans la fiabilité et la sûreté à long terme des méthodes de stockage.

L'une des actions majeures de l'AEN consiste à publier un certain nombre "d'opinions collectives" représentant un consensus parmi les membres du Comité de la Gestion des Déchets Radioactifs. De telles déclarations, destinées à une audience très large, s'efforcent de tirer des conclusions d'intérêt général sur la base des progrès acquis dans les pays Membres et évalués en commun. Une telle Opinion Collective a été publiée en 1991 sur l'état des connaissances en matière d'analyse de sûreté à long terme des stockages.

Cette Opinion Collective, à laquelle se sont jointes l'AIEA et les Communautés européennes, *"confirme que l'on dispose, à l'heure actuelle, de méthodes d'analyse de sûreté permettant d'évaluer de façon adéquate les incidences radiologiques potentielles à long terme, sur les êtres humains et l'environnement d'un système d'évacuation des déchets soigneusement conçu ; et estime que l'utilisation judicieuse des méthodes d'analyse de sûreté, assortie d'informations suffisantes au sujet des sites d'évacuation proposés, peut constituer la base technique permettant de déterminer si des systèmes d'évacuation spécifiques offriraient à la société un niveau de sûreté satisfaisant pour les générations tant actuelles que futures"*.

Une nouvelle Opinion Collective de l'AEN est sur le point d'être publiée en ce qui concerne les aspects environnementaux et éthiques du stockage des déchets radioactifs à vie longue. Ce document confirme le bien fondé de l'approche du stockage géologique, solution qui, à l'heure actuelle, permet de prendre en compte à la fois les préoccupations techniques en matière de protection de l'homme et de l'environnement et les considérations d'ordre éthique relatives

Annexe 4

aussi bien aux intérêts des générations contemporaines, telles que celles qui peuvent être affectées par le choix d'un site, qu'à ceux des générations futures pour lesquelles il conviendrait de limiter les risques et les contraintes qui pourraient être associées à de tels sites.

Deux autres activités de l'AEN peuvent être mentionnées. La première concerne la réalisation d'examens indépendants par des groupes d'experts internationaux de programmes ou d'activités nationales, tels que, par exemple, un programme de recherche ou une analyse de sûreté. Ces examens se font à la demande des pays membres. La deuxième activité concerne un programme d'échange d'informations sur la séparation et la transmutation des actinides, conduit en tant que recherche à long terme sous l'égide des Comités du Développement Nucléaire et des Sciences de l'Agence.

Ce programme, qui fait l'objet de colloques périodiques, dont le dernier a été organisé à Cadarache en décembre 1994, met actuellement l'accent sur les études stratégiques et les enseignements qu'il est possible d'en tirer en matière de priorités pour la recherche.

La Commission des Communautés Européennes a conduit plusieurs programmes de recherche quinquennaux successifs depuis 1980. Ces programmes prévoyaient notamment les échanges d'informations, la promotion et le financement d'activités de recherche et l'examen des mesures destinées à assurer une gestion sûre des déchets radioactifs. Le plan actuel, reconduit jusqu'en 1999, couvre tous les types de déchets radioactifs.

Comme les autres organisations internationales, les Communautés Européennes ont fait un effort particulier dans le domaine de la sûreté des stockages et ont patronné notamment l'exercice PAGIS*, publié en 1988. Cet exercice concernait les méthodes d'analyse de la sûreté de plusieurs types de stockage dans les formations granitiques, salines, argileuses et dans les couches situées sous le fond des océans. Par la suite, de nouvelles études, telles que MIRAGE* concernant la migration des radionucléides dans les milieux géologiques et d'autres sur divers aspects du stockage profond en milieu géologique, ont été conduites par les Communautés.

* Termes définis dans le glossaire

Annexe 4

L'exercice PAGIS* n'avait pas pour objectif de déterminer l'acceptabilité de différents sites, mais de tirer des conclusions préliminaires sur la capacité des milieux choisis à confiner les déchets de haute activité. Bien qu'il se soit agi de sites fictifs et qu'il convienne d'être prudent en ce qui concerne les enseignements à retenir d'un tel exercice, le résultat le plus significatif montrait que pour toutes les options sur tous les sites et pour tous les scénarios, les doses susceptibles d'en résulter étaient essentiellement nulles pendant plusieurs dizaines de milliers d'années après fermeture des dépôts. Ce résultat n'était pas affecté par les incertitudes sur les données d'entrée dans les analyses de sûreté. Ces incertitudes n'intervenaient véritablement qu'au cours des périodes suivantes.

D'autres informations plus particulières en ce qui concerne le rôle de la barrière géologique, le choix du site, le rôle des barrières ouvragées et les scénarios de perturbation de l'intégrité des dépôts, ont été également tirées de l'exercice PAGIS*.

Par ailleurs, la Commission des Communautés Européennes soutient la recherche fondamentale et appliquée pour les problèmes à long terme n'ayant pas d'applications commerciales évidentes et pour les intercomparaisons scientifiques et socio-économiques. Cette aide complète généralement les programmes nationaux des pays membres.

Les programmes récents mis en place ont été orientés vers deux catégories de problèmes à long terme identifiés :

- le développement de nouveaux procédés de traitement et de conditionnement pour réduire les rejets radioactifs et réduire les volumes de déchets ainsi que pour choisir les meilleures possibilités de gestion du point de vue technologique, économique et du point de vue de la sûreté,
- la démonstration de la faisabilité et de la sûreté des concepts de stockages géologiques profonds des déchets radioactifs en réalisant des expériences de démonstration et en développant des méthodologies pour évaluer la sûreté.

A ce titre, elle participe directement aux recherches menées dans les laboratoires souterrains ; à partir de 1985, Mol et Asse ont servi à effectuer des recherches dans l'argile et le sel.

Annexe 4

Il est à noter que la diffusion des synthèses des recherches effectuées sous l'égide de la Commission des Communautés Européennes, contribue à l'information du public des pays membres ainsi qu'à celles des représentants politiques en vue de faciliter l'adhésion du public aux solutions proposées et aux prises de décisions politiques.

GLOSSAIRE

ACTINEX - Programme à long terme (échéance industrielle de vingt à trente ans) pour étudier des procédés de séparation des éléments à vie longue (ACTINEX SEPARATION) et pour accroître les performances de PURETEX et transmuter ces éléments (ACTINEX TRANSMUTATION).

AIEA - Agence Internationale de l'Energie Atomique - organisme dépendant de l'ONU.

ALARA - As Low As Reasonably Praticable - niveau le plus faible qu'il soit possible d'atteindre dans la pratique.

ANDRA - Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs.

Apatites - Composés naturels à base de phosphates de calcium qui possèdent de fortes propriétés de piégeage pour des éléments migrants avec l'eau (uranium, métaux divers...).

Äspö - Suède - site d'implantation d'un laboratoire souterrain.

Asse - Mine de sel - Basse-Saxe Allemagne - site de stockage jusqu'en 1967 pour les déchets de faible activité - actuellement utilisé comme laboratoire de recherche pour les stockages profonds.

ATALANTE - Atelier alpha et laboratoires analyses, transuraniens et études de retraitement - Installation CEA de R&D sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc...). Permettra de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux étapes ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet 1985, construction achevée en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

ATW - Projet de transmutation (étude papier) proposé par le Laboratoire National de Los Alamos (LANL) qui est basé sur l'utilisation d'accélérateurs de 1,6 GeV, 250 mA pour la transmutation de liquides et sels fondus (Accelerator Transmutation of Nuclear Waste).

AVM - Atelier de vitrification de Marcoule - Installation CEA de vitrification des déchets radioactifs en continu, mise en service en 1978 (Marcoule).

Béton fibre - voir C.B.F.

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.

CAPRA - Consommation accrue de plutonium dans les réacteurs rapides - programme de recherche qui vise à étudier en deux ans (1993-1994) la faisabilité de réacteurs rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée et capables en outre d'incinérer des actinides mineurs (CEA, France).

CASCAD - Installation d'entreposage à sec de combustibles nucléaires irradiés à Cadarache.

CASTOR - Nom d'un emballage destiné au transport puis à l'entreposage des combustibles irradiés en Allemagne.

CBF - Conteneur de Béton Fibre ; ce conteneur conçu pour UP3 La Hague a pour particularité de renfermer des fibres de fonte qui augmentent sa résistance mécanique et sa durabilité.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

CEDRA - Coopérative Nationale pour l'entreposage des Déchets Radioactifs - (Suisse).

Céramiques - Matériaux à l'étude pour le conditionnement des déchets ; c'est une matrice minérale permettant d'incorporer par cuisson des radionucléides présents dans les cendres, les sels.

CHI - Colis de Haute Intégrité - Concerne les colis de déchets nucléaires.

CHON - Caractéristique de molécules organiques utilisées pour l'extraction des radionucléides ne contenant que du Carbone, de l'Hydrogène, de l'Oxygène et de l'Azote (N) ; elles sont donc facilement incinérables.

CLAB - Installation suédoise de stockage provisoire centralisé du combustible irradié (Suède).

CLC - Ciment au laitier et aux cendres qui contient 20 à 64% de clinker ; 18 à 50% de cendres volantes et 18 à 50% de laitier.

CNRS-IN2P3 - Centre National de la Recherche Scientifique - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (France).

COGEMA - Compagnie Générale des Matières Nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

Commission CASTAING - Du nom de son Président, cette Commission désigne 3 groupes de travail qui ont successivement, à la demande des Pouvoirs Publics, évalué la gestion des combustibles irradiés (1981-1982), le Programme général de gestion des déchets radioactifs proposé par le Commissariat à l'énergie atomique (1983), et enfin les Recherches et développements en matière de gestion des déchets radioactifs (1983-1984).

Commission GOGUEL - Du nom du Président, nommée en 1987 pour définir les critères pour le stockage profond.

Coques et embouts - Déchets de structure principalement les gaines de zircaloy.

CPA - Ciment Portland renfermant au moins 95% de clinker (le clinker résulte de la calcination du mélange de calcaire et d'argile à 1450°C).

CSA - Centre de Stockage de l'Aube - Centre de stockage des déchets radioactifs de l'ANDRA (France).

CSM - Centre de Stockage de la Manche - Centre de stockage de déchets radioactifs de l'ANDRA (France).

CSSIN - Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire (France).

Déchets A - B - C - Classification des déchets adoptée pour le stockage de surface (déchets A) l'entreposage (déchets B - C ; C : déchets vitrifiés, B : déchets renfermant des émetteurs alpha principalement) voir aussi encadrés 2 et 3.

Déchets tritiés mixtes - Déchets renfermant des quantités de tritium supérieures à l'acceptabilité en surface et renfermant également d'autres radionucléides (émetteurs β γ - α).

Diamex - Procédé de séparation des actinides - lanthanides utilisant une diamine (molécule organique).

DSIN - Direction de la Sûreté et des Installations Nucléaires.

EDF - Electricité de France.

ENRESA - Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA - Entreprise nationale des déchets radioactifs (Espagne).

Etudes systèmes - Ce sont des études lancées par la Commission Européenne destinées à faire des évaluations stratégiques sur des procédés de conditionnement, de traitement de déchets voire de gestion globale des déchets.

Filtres à iode - Filtres utilisés pour le piégeage de l'iode dans les usines de retraitement ; ils renferment généralement de l'iode 129 (émetteurs β à vie longue).

Forsmark - Suède - site de stockage pour les déchets de faible activité.

GORLEBEN - Basse-Saxe - site retenu pour l'entreposage puis le stockage des combustibles irradiés en Allemagne.

Graphite - Matériau utilisé dans la filière UNGG (uranium naturel - graphite - gaz) ; ce déchet renferme des quantités notables de tritium et de carbone 14 ; il ne peut être actuellement stocké en surface.

IFR - Integral Fast Reactor - projet de réacteur intégré à neutrons rapides, à combustible métallique et retraitement "intégré".

Incinération - Nom donné à la consommation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs.

IPSN - Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

KBS-3 - Etude de sûreté pour un site de stockage profond réalisé par les suédois et soumis à différents acteurs étrangers, dont la France, pour analyse critique.

Kounrad - Basse-Saxe - Allemagne - site retenu pour le stockage des déchets de moyenne activité - ancienne mine de fer.

MASURCA- Maquette de surgénérateur à Cadarache - Réacteur d'expérimentation neutronique de la filière des réacteurs à neutrons rapides, installation destinée à caractériser les performances d'un coeur à combustible hétérogène axial, (CEA, Cadarache) 1966.

Matrices - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires.

Métal lourd - Appellation qui désigne l'oxyde d'uranium dans les combustibles nucléaires.

MeV - Million électrons Volts.

Morsleben - Site de stockage dans le sel pour les déchets de faible et moyenne activité (ex. Allemagne de l'Est) - exploité actuellement par l'Allemagne.

MOX - Métal oxyde - Combustible nucléaire mixte à base d'uranium métal appauvri et d'oxyde de plutonium issu du retraitement. Première charge en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux.

MWe - Mégawatt électrique.

Néphéline - Composé naturel ; silico-aluminate de sodium et de potassium ; peut-être élaboré artificiellement par calcination à partir d'un mélange d'oxydes minéraux et d'argile ; ce mélange peut être utilisé pour le conditionnement des déchets nucléaires.

NIREX - Nuclear Industry Radioactive Waste Executive - Direction chargée des déchets radioactifs produits par l'industrie nucléaire (Royaume-Uni).

OCDE/AEN - Organisation pour la coopération et le développement économique - Entre en activité le 1er octobre 1961, elle a succédé à l'OECE et comporte les membres non européens (Etats-Unis, Canada, Australie, Nouvelle-Zélande, Japon). - Agence pour l'Energie Nucléaire (fait partie de l'OCDE).

OMEGA - Options Making Extra Gains from Actinides - programme sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission. Programme de recherche à long terme de grande ampleur décidé par le Japon en 1988, patronné par l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE, ce programme devrait s'étendre sur une vingtaine d'années.

ONDRAF - Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles - (Belgique).

PAGIS - Performance Assessment of Geological Isolation Systems - Evaluation des performances de systèmes de confinement dans les formations géologiques : programme international lancé en 1982 pour la gestion des déchets de haute activité, coordonné par la CEE (concerne le stockage profond).

PCRD - programme cadre de recherche et de développement - concerne le financement d'une vingtaine de programmes spécifiques. Il est décidé par le Conseil des ministres de la Recherche de l'Union. Le 4ème PCRD a été approuvé en 1994.

Pollux - Conteneur de transport, d'entreposage et de stockage pour les combustibles irradiés utilisé en Allemagne.

PRACEN - Programme de Recherche sur l'Aval du Cycle Electronucléaire (programme du CNRS - IN2P3).

Propulsion navale - Cette expression désigne l'ensemble des combustibles irradiés utilisés par les bâtiments de la marine (actuellement les sous-marins, ultérieurement le porte-avions Charles de Gaulle).

PURETEX - Programme à moyen terme, pour des applications réalisables dans les usines existantes en utilisant les technologies et les procédés actuels avec trois objectifs : amélioration de la séparation du plutonium, mise au point de la première étape de séparation du neptunium, et réduction du volume et de l'activité des déchets B (CEA, France).

PUREX - Plutonium Uranium Refinining by Extraction - Procédé de retraitement CEA utilisé dans l'usine UP3 de Cogema (La Hague).

R7T7 - retraitement n° 7 - Atelier de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, 1989 (La Hague).

Radiotoxicité - Est définie par la dose résultante que recevrait un homme s'il ingérait tous les radionucléides que contient un déchet. Elle s'exprime donc en Sv (sievert) / masse de déchet.

Rapport GRUSON - Du nom de son auteur, qui en 1974 a défini le premier programme concret et actif de recherche de sites potentiels pour le stockage des déchets nucléaires.

REP - Réacteur à Eau sous Pression.

REP à haut taux de combustion - Aujourd'hui le taux de combustion moyen est de 33000 MWJ/t ; certains combustibles du parc REP pourront atteindre 40 000 MWJ/t ou plus ; dans ce cas ils sont à haut taux de combustion.

RFS - Règle Fondamentale de Sûreté.

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides. Egalement appelés surgénérateurs.

Rokkasho-Mura - Japon - site où est installé l'usine de retraitement (mise en service prévue 2000).

SATURNE - Grand accélérateur national CEA CNRS. Synchrotron pour la physique nucléaire aux énergies intermédiaires et la physique des ions lourds. Inauguré en 1958, modifié en 1977 et 1987. Arrêt prévu en 1995 (Saclay).

SESAME - Procédé à l'étude destiné à séparer spécifiquement les actinides des lanthanides.

Situation de référence - Dans le cadre d'une analyse de sûreté, ces situations ont les données de base pour un site : séisme selon la prévision du lieu, hydrologie selon les données du site ..

Situations hypothétiques - Dans le cadre d'une analyse de sûreté, ces situations correspondent à des cas particuliers comme le séisme, la glaciation.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

Solvants organiques - Le retraitement utilise des solvants organiques pour extraire l'uranium et le plutonium ; les solvants usés constituent un déchet appelé "solvants organiques".

Spécifications de conditionnement - C'est l'ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

SPIN - Séparation incinération - programme lancé par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue, il comporte deux phases : PURETEX et ACTINEX.

STE2 - Station de traitement des effluents de l'Usine UP₂400 - La Hague

STE3 - Station de traitement des effluents - Traitement chimique des effluents de faible et moyenne activité et bitumage des boues en résultant (UP3 La Hague).

STEL Saclay - Station de traitement des effluents liquides de Saclay.

Stratégies S-T - S-C - Ce sont les stratégies possibles à mettre en place dans le cadre de la loi;

- la stratégie S-T (séparation--transmutation) est fondée sur le principe de l'extraction de l'un ou de plusieurs radionucléides qui feront par la suite l'objet d'une transmutation.

- la stratégie S-C (séparation-conditionnement) s'adresse à des radionucléides qui sont extraits, puis conditionnés spécifiquement dans une matrice.

STRIPA - Suède - ancienne mine de fer qui a servi comme laboratoire souterrain - ce laboratoire a été utilisé pour les programmes internationaux (OCDE-AEN).

SUPERFACT - Expérience européenne commune entre le CEA et l'Institut des Transuraniens de Karlsruhe (RFA). Porte sur l'irradiation dans un RNR de combustibles à base d'américium, de neptunium, et d'un mélange des deux pour vérifier l'élimination en quantité significative de ces deux actinides, sans autre modification de l'élément combustible que sa composition. Utilise OSIRIS et PHENIX.

Synroc - Procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle.

TALSPEAK- Procédé de séparation basé sur l'utilisation des actinides (Trivalent Séparation by Phosphorus reagent Extraction from Aqueous Complexes).

Taux de combustion - C'est le rapport du nombre d'atomes de combustible (plutonium, uranium) ayant subi la fission, au nombre d'atomes présents au départ ; la combustion massique est l'énergie libérée par unité de masse de combustible. Elle s'exprime en MWj/tonne.

Transmutation - C'est l'action par laquelle on modifie un élément radioactif à vie longue pour en faire soit un élément à vie courte ou un élément non radioactif ; la modification intervient par une réaction nucléaire (capture de neutrons, fission, spallation).

TRUEX - Transuranic Extraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

UNGG - Uranium Naturel Graphite Gaz.

UOX- Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium.

Wachtersdorf - Site choisi par l'Allemagne pour une usine de retraitement (projet abandonné).

Yucca Mountain - USA - site prévu pour le stockage des déchets militaires (en voie d'achèvement - en attente de l'autorisation de mise en exploitation).

