

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

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

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

Rapport d'évaluation n° 2

Tome 1

Juin 2008

SOMMAIRE

Tome 1

RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS.....	1
AVANT-PROPOS	1
Chapitre 1 – ENJEUX SOCIO-ÉCONOMIQUES	
1.1. ASPECTS ÉCONOMIQUES	4
1.2. SCIENCES SOCIALES ET DÉCHETS NUCLÉAIRES.....	5
1.3. CONCLUSIONS.....	7
Chapitre 2 – STOCKAGE ET ENTREPOSAGE	
2.1. CADRE DES ÉTUDES ET RECHERCHES.....	9
2.2. ENTREPOSAGE ET COLIS.....	9
2.2.1. Entreposage.....	10
2.2.2. Gestion, surveillance et transport des colis	10
2.2.3. Gestion et colis de déchets MAVL.....	12
2.2.4. Comportement du combustible utilisé à court et long termes	12
2.2.5. Comportement des verres à long terme	13
2.3. STOCKAGE PROFOND	14
2.3.1. Introduction	14
2.3.2. Déformations différées du massif rocheux	15
2.3.3. Désaturation-resaturation	17
2.3.4. Production d'hydrogène	17
2.3.5. EDZ.....	19
2.3.6. Scellements	20
2.3.7. Migration, diffusion.....	20
2.3.8. Ingénierie	21
2.3.9. Réversibilité	23
2.3.10. Surveillance	25
2.3.11. Modèle hydrogéologique	26
2.3.12. Délimitation de la zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira)	26
2.3.13. Le forage au Trias.....	27
2.4. STOCKAGE DES DÉCHETS DE FAIBLE ACTIVITE ET À VIE LONGUE (FAVL)	28

Chapitre 3 – SÉPARATION ET TRANSMUTATION

3.1. CADRE DES ÉTUDES ET RECHERCHES.....	31
3.2. TRANSMUTATION.....	33
3.2.1. Scénarios	33
3.2.2. Impact de la séparation-transmutation sur un stockage futur	35
3.2.3. Séparation-transmutation et disponibilité des outils pour les E&R.....	36
3.2.4. Voies de transmutation	37
3.3. MATÉRIAUX POUR RÉACTEURS.....	38
3.4. CYCLE DU COMBUSTIBLE	39
3.4.1. Séparation et conversion	39
3.4.2. Cibles et combustibles pour la transmutation en RNR.....	42

Chapitre 4 – PANORAMA INTERNATIONAL

4.1. STOCKAGE GÉOLOGIQUE	45
4.1.1. Zone excavée endommagée et effets mécaniques différés.....	45
4.1.2. Désaturation.....	46
4.1.3. Scellements	46
4.1.4. Gaz	47
4.1.5. Ingénierie	47
4.1.6. Barrière géologique.....	47
4.1.7. Diffusion/Migration	48
4.1.8. Microbiologie.....	48
4.1.9. Autres aspects	48
4.2. SCIENCES HUMAINES	49
4.3. SÉPARATION ET TRANSMUTATION	49
4.3.1. Réacteurs.....	49
4.3.2. Cycles du combustible	50

ANNEXES

Annexe I – COMPOSITIONS DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION AU 30 JUIN 2008 A1

Annexe II – AUDITIONS DE L'ANDRA, DU CEA ET DU CNRS A2

Annexe III – LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS PAR L'ANDRA, LE CEA ET LE CNRS..... A3

Tome 2

ANNEXES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES

RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS

Les deux parties du programme d'études et recherches sur la gestion des déchets nucléaires présentent des états de maturité différents. L'étude de la faisabilité d'un stockage souterrain des déchets HAVL¹ et MAVL² est suffisamment avancée pour que cette voie ait été retenue dans la loi du 28 juin 2006 ; elle intègre maintenant les modalités très spécifiques d'exploitation du stockage, en particulier l'ingénierie minière, qui font l'objet d'un nouveau pan de recherches. La voie séparation-transmutation demandera encore beaucoup d'études avant que soit démontrée sa faisabilité et qu'un jugement puisse être porté sur ses avantages.

Le programme scientifique de la voie « stockage géologique » est bien organisé par l'Andra pour compléter les éléments déjà acquis. Pour l'exercice 2008-2009, la Commission attend une présentation de données complémentaires. Elles concernent les déformations différées du massif argileux, la désaturation de l'argilite, la production d'hydrogène par corrosion, la formation de la zone endommagée, la possibilité ou non de la sceller et la migration des radionucléides. Plusieurs des questions posées sur ces sujets par la Commission (CNE1 et CNE2) dans le passé n'ont pas reçu de réponses. Si la Commission apprécie la qualité des travaux expérimentaux qui ont été menés, elle encourage l'Andra à mieux les valoriser en poursuivant l'effort de modélisation des résultats obtenus.

L'ingénierie minière prend, à juste titre, une place croissante au sein du projet HAVL. La Commission apprécie favorablement le réexamen de certaines options de base, notamment le mode de creusement des puits et galeries, l'implantation des puits, le transport souterrain des pondéreux. Elle souhaite que l'Andra explicite les bases de ses choix si elle devait faire évoluer certaines options, par exemple celle concernant l'accès par puits ou descenderie.

Lorsque les différentes options d'ingénierie auront été précisées, le débat pourra s'étendre, comme l'Andra s'en préoccupe déjà, à la dualité « réversibilité et sûreté » ainsi qu'au coût des différentes options de réversibilité envisageables.

L'enjeu essentiel de l'échéance 2009 est la détermination d'une zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie, où se porteront les efforts de qualification d'un éventuel site de stockage. Les premiers résultats de la campagne en cours s'inscrivent très bien dans le référentiel géologique actuel. On peut estimer que l'objectif du jalon 2009 sera tenu. La Commission sera attentive à ce que la qualité géologique soit un critère déterminant de choix.

Deux cas particuliers de déchets méritent une réflexion approfondie : les déchets MAVL anciennement produits et les déchets de faible activité et à vie longue (FAVL) qui comprennent deux grandes familles, à savoir les déchets radifères et les déchets « graphites ». Ces différents types de déchets ne relèvent pas nécessairement d'un même concept et d'un même site de stockage.

Les études génériques menées par l'Andra montrent que les déchets radifères doivent pouvoir être stockés dans des conditions sûres dans un site de sub-surface.

¹ Haute activité à vie longue.

² Moyenne activité à vie longue.

Le problème majeur est le stockage des déchets « graphites » en raison de leur teneur en chlore 36, radionucléide de période 300 000 ans, très mobile dans l'environnement. Il faut donc trouver un site apte à confiner le chlore 36 et qui conserve ses performances pendant environ un million d'années en dépit de l'érosion. Il faut maintenant étudier le cas d'un site concret pour évaluer son aptitude et sa capacité radiologique. Les études génériques montrent qu'il est nécessaire de chercher une formation argileuse suffisamment épaisse (épaisseur hectométrique) et permettant une implantation des ouvrages à une profondeur suffisamment importante (hectométrique).

Compte tenu de ces contraintes, la Commission recommande de conduire en parallèle une étude sur les conséquences et le coût supplémentaire qu'entraînerait le stockage de déchets « graphites » dans le site de stockage des HAVL et MAVL.

La diversité des déchets « MAVL anciens » pose un problème de responsabilité. La Commission n'a pas d'interrogations sur la technologie du conditionnement mais estime nécessaire que soit précisé, pour les colis MAVL, autres que ceux du retraitement actuel, comment fonctionne la chaîne des décisions qui va du conditionnement au stockage et quels acteurs entrent en jeu : producteurs, Andra, pouvoirs publics. Il paraît souhaitable de chercher un optimum de gestion, fondé sur des considérations technologiques et financières, qui ne paraît pas atteint.

D'une façon plus générale, pour chaque objet final destiné au stockage géologique, la Commission rappelle qu'il sera nécessaire de disposer d'un inventaire de son contenu et des spécifications précises de son conditionnement, ainsi que des tests permettant de contrôler que l'objet les respecte.

La dimension socio-économique ne doit pas être sous-estimée. La Commission trouve insuffisant le travail réalisé dans ce domaine.

Un site de gestion de déchets nucléaires doit constituer une véritable installation industrielle dont il convient de prendre en compte tous les coûts externes, positifs et négatifs.

Un centre de stockage souterrain est conçu pour n'avoir aucun impact sur la santé. Néanmoins, pour répondre aux préoccupations légitimes des populations, des études épidémiologiques, fondées sur de longues séries de données rigoureuses, sont nécessaires. Pour étudier une zone particulière, il faut disposer de données sur un territoire beaucoup plus vaste. La Commission recommande donc d'établir, dès maintenant et dans tous les départements qui n'en tiennent pas, un registre des pathologies liées à l'environnement, naturel ou industriel. Un tel registre sera utile dans tous les domaines de la santé publique.

Dans le domaine de la séparation-transmutation, les études et recherches se déroulent dans le contexte du développement des réacteurs de 4^{ème} génération et dans une optique d'industrialisation. La Commission considère que le prototype de réacteur à neutrons rapides (RNR) refroidi au sodium est un élément important de cette stratégie.

Différentes voies sont possibles pour atteindre les objectifs de la séparation-transmutation. La Commission considère qu'il convient d'avoir, avant 2012, défini les connaissances réellement nécessaires pour arrêter des choix et un « cahier des charges » minimum à remplir pour engager la séparation-transmutation sur des bases viables. En outre, il faudra disposer d'une

vue éclairée des avantages et désavantages de la séparation-transmutation et des engagements industriels réels, à court et long termes, auxquels elle conduit.

La Commission considère que les recherches sur la séparation par hydrochimie bénéficient d'acquis considérables et d'un large retour d'expériences ; elles pourront être amenées à maturité d'ici à 2012. Il y a peu de chances que d'autres voies nouvelles et viables aboutissent à des procédés industrialisables d'ici là. Les recherches en pyrochimie sont particulièrement adaptées au traitement de combustibles très chargés en actinides mineurs, mais ne permettront pas de présenter un procédé industrialisable en 2012.

Des progrès importants réalisés sur la conversion des produits séparés permettront de préparer en temps voulu des échantillons pour les tests de transmutation.

Les voies nouvelles de transmutation des actinides mineurs, ouvertes par les RNR, indiquent que le recyclage des transuraniens y est théoriquement possible sans contraintes excessives. La Commission considère que le programme ambitieux sur les scénarios de transmutation devrait offrir, aux différents acteurs et communautés scientifiques et socio-économiques, un cadre de discussion des problèmes de la production d'énergie nucléaire dans l'avenir et de l'interdépendance entre séparation-transmutation et stockage.

Les recherches en transmutation nécessitent de disposer de RNR. Le calendrier global impose que les premiers résultats significatifs soient disponibles vers 2012. Phénix sera arrêté début 2009 et la disponibilité de RNR au Japon ou en Russie semble très limitée dans les prochaines années. La Commission juge alarmant le manque prévisible de sites d'expérimentation.

Les recherches sur les ADS³ font l'objet d'un programme européen. Elles ne sont pas terminées et une prolongation pour trois ans est demandée.

La Commission considère que les matériaux de structure constituent un élément-clé de faisabilité des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération. Les études nécessaires pour définir, tester, optimiser, produire et mettre en œuvre ces matériaux seront considérables, difficiles et de longue durée. C'est un point très dur. En particulier, des aciers innovants seront indispensables pour qu'un prototype de RNR refroidi au sodium tienne ses promesses. La Commission souligne la nécessité de mobiliser et former un important capital humain de compétences et de disposer d'un retour complet d'expériences sur Phénix et Superphénix.

Le nombre et l'ampleur des problèmes à résoudre dans la voie séparation-transmutation justifient pleinement d'établir une hiérarchie des priorités dans ces divers domaines de recherche.

³ Accelerator Driven System ; les systèmes sous-critiques dédiés à la transmutation sont pilotés par accélérateur ADS et comportent trois éléments : un accélérateur linéaire, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

AVANT-PROPOS

La loi du 28 juin 2006 a confirmé la seconde Commission nationale d'évaluation (CNE2) dans l'ensemble des missions de la première Commission (CNE1) telles qu'elles avaient été définies par la loi de 1991 :

- évaluer annuellement l'état d'avancement et la qualité des recherches sur la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue ;
- remettre chaque année un rapport au Parlement et l'informer des recherches effectuées à l'étranger.

La loi du 28 juin 2006 a étendu les missions de la CNE2 en apportant un certain nombre de compléments :

- les évaluations doivent porter sur la gestion durable des matières et des déchets radioactifs ;
- les évaluations doivent se faire en référence aux orientations fixées dans le « Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs » (PNGMDR), ce qui a élargi le périmètre des sujets à étudier ;
- la loi, son décret d'application et le PNGMDR fixent un calendrier précis de toutes les décisions à prendre ; ce calendrier s'impose donc à la CNE2 qui doit en tenir compte dans l'organisation de ses travaux ;
- les modifications dans la nomination des membres de la CNE2 sous-tendent que les évaluations doivent s'étendre aux recherches économiques et sociales.

1

La période juillet 2007-juin 2008 est la première année de plein exercice de la CNE2 et fait l'objet du présent rapport.

Procédant à 14 auditions, chacune durant une pleine journée, ainsi qu'à des réunions complémentaires, les douze membres de la Commission⁴ (CNE2), tous bénévoles, ont entendu 96 personnes notamment de l'Andra, du CEA et du CNRS. A ces auditions, qui regroupaient généralement une cinquantaine de personnes, assistaient également des représentants de l'ASN, d'Areva, d'EDF, de l'IRSN et de l'administration centrale.

Les membres de la Commission se sont rendus sur le site de Meuse/Haute Marne où, pendant deux jours, ils ont visité le laboratoire souterrain et auditionné les scientifiques et ingénieurs de l'Andra. Ils ont aussi visité l'espace de présentation de l'Andra à Limay (Yvelines) où sont présentés des démonstrateurs technologiques à l'échelle 1, en attente de leur transfert dans un centre dédié en Meuse/Haute-Marne.

La Commission a tenu une réunion avec l'Autorité de sûreté nucléaire.

Pour préparer ce rapport, la Commission a tenu 7 réunions internes, dont une de 5 jours en séminaire résidentiel.

⁴ Voir la liste des membres en annexe I.

Le périmètre de l'évaluation par la Commission des études et recherches sur la gestion des déchets a été considérablement élargi, mais il reste centré sur les déchets à vie longue, l'entreposage, le stockage géologique et la séparation-transmutation des actinides.

De plus, en fixant un calendrier précis, la loi du 28 juin 2006 impose à la Commission de hiérarchiser les problèmes et de distinguer parmi les études et recherches (E&R) celles qui conditionnent des prises de décisions à court, et parfois à très court termes (stockage et entreposage), de celles qui vont s'étendre sur plusieurs décennies et dont l'aboutissement reste encore hypothétique (séparation-transmutation).

Les moyens limités de la Commission (12 membres bénévoles et un conseiller scientifique) l'ont amenée à faire des choix et à ne pas examiner cette année les E&R sur les déchets contenant du tritium, les sources scellées, les déchets à radioactivité naturelle renforcée et les résidus miniers.

La Commission est consciente que les problèmes de radioprotection liés à la gestion des déchets préoccupent les populations, qu'il s'agisse des effets potentiels sur la santé, des déchets entreposés ou stockés, ou bien de leur usage illicite. Elle a concentré ses efforts sur les questions propres aux filières actuelles de gestion des matières et déchets qui incluent implicitement la protection des travailleurs et des populations. La recherche de voies non-proliférantes de gestion des déchets concerne essentiellement la surveillance et le contrôle du cycle du combustible, y compris les combustibles usés et les déchets. Dans ses réflexions, la Commission porte attention à ces problèmes.

Dans le présent rapport, la Commission évalue les E&R réalisées depuis 2006 dans plusieurs domaines particuliers clés pour atteindre les objectifs fixés par la loi. Ces E&R vont se poursuivre dans les prochaines années. La Commission formule à leur propos des recommandations ; elle portera attention dès l'année prochaine à leur suivi.

La liste des thèmes des auditions est donnée dans l'annexe II. La Commission a reçu des documents dont la liste est donnée dans l'annexe III. Pour compléter l'information de la Commission, plusieurs de ses membres ont participé à des conférences internationales (cf. annexe 14).

Dans son évaluation, la Commission s'attache à distinguer pour les sujets abordés ce que l'on sait, ce que l'on ne sait pas, et ce qui est encore incertain, afin que le Parlement soit éclairé au mieux. Pour cela, la Commission produit un rapport principal présentant les résultats de son évaluation de manière synthétique dans le présent tome n° 1 ; il est complété par des annexes scientifiques et techniques proposées dans le tome n° 2.

La loi de 2006 fixe un calendrier des décisions qui devraient être prises d'ici 2015, ce qui dans le domaine du nucléaire constitue un délai très bref. Il appartient donc à la Commission d'évaluer si l'état actuel des E&R permettra de présenter des dossiers pour respecter les échéances fixées par la loi.

Lors du présent exercice, une attention particulière, mais non exclusive, a été portée à cinq problèmes comme suit :

1. Implantation d'un centre de stockage souterrain des déchets HAVL⁵ et MAVL⁶ :

Les E&R en cours ont pour objectif d'instruire, en 2015, une demande d'autorisation de création d'un centre de stockage. Il ne reste donc que cinq à six années pour mener ces recherches à leurs termes et obtenir des résultats dont les conclusions seront présentées aux autorités de tutelle et aux populations concernées. Selon l'Andra, le respect de cette date impose trois étapes :

- en 2009, la délimitation d'une zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie⁷ (Zira) d'environ 30 km²,
- en 2013, la présentation d'un dossier devant servir de base au débat public,
- en 2014, l'élaboration de la demande d'autorisation de création du centre de stockage.

2. Création d'un centre de stockage pour les déchets « graphites » et les déchets radifères :

Selon la loi de 2006, les solutions de stockage doivent être mises au point de façon à ce qu'un centre de stockage puisse être ouvert en 2013. Il reste donc cinq ans pour trouver les solutions techniques, les valider, sélectionner un site, le faire accepter et enfin construire les installations. Dans son précédent rapport, la Commission avait souligné l'extrême difficulté qu'il y aurait à tenir ce calendrier.

3. Entreposage actuel des déchets et leur conditionnement :

La loi de 2006 dispose que c'est en 2015, qu'il conviendra de créer de nouvelles installations d'entreposage ou de modifier les installations existantes. L'urgence à traiter ce problème peut paraître moins forte que pour les deux précédents. Il faut cependant que la Commission s'intéresse aux E&R sur le sujet car elles concernent le conditionnement de déchets, notamment anciens, en liaison avec les conteneurs de stockage. L'impact sur les installations d'entreposage et de stockage en dépend.

4. Choix de 2012 en matière de séparation-transmutation :

La loi de juin 2006 fixe l'objectif de mise en service d'un prototype de réacteur à neutrons rapides en 2020 sur la base d'options à prendre en 2012. Cette date est aussi celle de l'évaluation des perspectives industrielles du cycle nucléaire associé à la séparation-transmutation. La loi établit un lien fort entre les E&R sur la séparation-transmutation et celles sur les nouvelles générations de réacteurs à neutrons rapides. Dans ce contexte, la Commission se doit d'examiner la qualité des E&R sous-tendant les choix et la cohérence d'ensemble, en portant attention aux développements internationaux.

5. Dimension socio-économique du stockage :

Un site de stockage réversible de déchets nucléaires est une installation industrielle qui aura des retombées positives et négatives sur le bien-être des populations, en fonction des options qui seront retenues. Toutes devront être évaluées avec rigueur en portant une attention particulière à l'environnement.

⁵ Déchets de haute activité et à vie longue.

⁶ Déchets de moyenne activité et à vie longue.

⁷ La « zone d'intérêt restreinte » telle que définie dans la loi, a été précisée par l'Andra sous le vocable « Zira » pour « zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie » ; c'est ce vocable qui sera repris dans le présent rapport.

Chapitre 1

ENJEUX SOCIO-ÉCONOMIQUES

Dans son rapport 2007, la Commission avait attiré l'attention de l'autorité publique sur les problèmes d'ordre socio-économique.

1.1. ASPECTS ÉCONOMIQUES

L'Andra, le CEA et le CNRS ont présenté les études socio-économiques qui sont actuellement menées dans le domaine du nucléaire, l'aval du cycle tout spécialement.

L'Andra indique que son souhait est de faire comprendre au public, aux niveaux national et local, ce que représente l'enjeu de la gestion des déchets radioactifs. Il faut pour cela expliquer les questions scientifiques et techniques sans sous-estimer la dimension socio-économique. Un site de stockage doit être présenté pour ce qu'il est effectivement, une installation industrielle. Pour l'Andra, il importe de mettre l'accent sur les retombées macro-économiques en termes d'emplois créés ou de taxes prélevées, mais sans sous-estimer certaines externalités, positives ou négatives, à court et à long termes.

Le CEA a présenté les études socio-économiques qui sont actuellement conduites au sein de l'Institut de technico-économie des systèmes énergétiques (I-tésé). Pour l'organisme, l'objectif est de rassembler, en un seul lieu, sa compétence d'évaluation technico-économique des systèmes nucléaires et autres. Le CEA a présenté les critères d'évaluation tenant compte des coûts directs et indirects (externalités) et les contacts que l'Institut entretient avec divers centres de recherche en France. Une présentation du calcul du coût du kWh nucléaire a été faite en insistant sur l'aval du cycle, notamment le coût du démantèlement et de la gestion des déchets pour un stockage géologique. Une comparaison avec des études menées dans d'autres centres de recherche (MIT⁸ notamment) a également été faite. L'une des questions que se pose l'Institut est d'analyser comment concilier deux approches *a priori* très éloignées : l'approche libérale où le choix d'investir appartient à l'industriel, et l'approche publique où le rôle du politique est de garantir le respect de l'intérêt général. Le CEA a présenté le cas du site de Meuse/Haute-Marne en insistant sur les mesures d'accompagnement économiques prévues ; il a également exposé diverses études menées sur le devenir du charbon, considéré comme le principal concurrent du nucléaire pour la production d'électricité à l'échelle mondiale.

Le CNRS a lui aussi précisé que des études socio-économiques ont été poursuivies par diverses équipes, notamment dans le domaine de l'acceptabilité sociale des projets de grande dimension, mais cela reste globalement assez modeste car il y a, en pratique, très peu d'équipes de recherche qui travaillent sur ces questions ; la Commission le regrette.

Parmi les aspects économiques, la Commission relève trois éléments constitutifs importants : le coût monétaire direct et indirect du stockage ; le système des provisions constituées par les opérateurs pour la gestion des déchets ; l'assurance des risques industriels.

⁸ Massachusetts Institute of Technology.

1.2. SCIENCES SOCIALES ET DÉCHETS NUCLÉAIRES

Comment se fait-il que le développement des recherches en sciences sociales portant sur les déchets nucléaires paraisse faire difficulté ?

De manière générale, s'intéresser à une question du point de vue des sciences sociales conduit à prêter attention à deux types d'éléments :

- d'une part l'existence d'une pluralité d'acteurs ayant chacun ses intérêts et menant des stratégies pour les défendre, notamment en négociant avec d'autres acteurs ;
- d'autre part le fait que la façon dont les situations sont vécues fait intervenir des questions de sens, et donc des cultures, de l'imaginaire, des mythes.

La manière dont chacune des nombreuses écoles, qui coexistent au sein des sciences sociales, aborde une question bien circonscrite, telle ce qui touche aux déchets nucléaires, n'est pas indépendante d'une vision globale de la façon dont la société fonctionne et des mythes relatifs à ce qui permettrait qu'elle fonctionne mieux. Les débats entre écoles qui traversent les sciences sociales sont largement un reflet des affrontements que l'on trouve, dans la société dans son ensemble, entre ces visions globales. La manière même de distinguer les différentes écoles n'est pas indépendante de la vision dans laquelle s'inscrit celui qui opère cette distinction.

On peut toutefois distinguer, s'agissant des déchets nucléaires, cinq approches liées à cinq visions différentes de la société.

Trois approches pourraient être qualifiées d'approches croyantes et militantes. Elles s'inscrivent dans trois visions de ce qui permettrait de construire un monde meilleur :

- pour une première approche (a) cette construction passe par le règne des Lumières, la souveraineté de la raison, l'éradication des préjugés ; les savants doivent être à la pointe d'une évolution favorable de la société et il leur revient d'éduquer les masses encore ignorantes ;
- pour une deuxième approche (b) cette construction passe par la lutte des dominés contre les dominants qui tentent d'exploiter le monde à leur profit ;
- pour une troisième approche (c) cette construction passe par la concertation, l'écoute mutuelle, le dialogue, la prise en compte de tous les points de vue.

Deux autres approches pourraient être qualifiées d'approches sceptiques :

- pour l'une, plutôt cynique (d), on a affaire à une série d'acteurs animés par leurs seuls intérêts et qui mettent en avant de beaux principes et de beaux discours pour couvrir leurs intérêts, ceci n'étant pas seulement vrai des dominants, mais aussi de ceux qui se disent dominés ;
- pour l'autre, plutôt pascalienne (e), on a affaire à une série d'acteurs dont la bonne volonté n'est pas en cause mais dont la perception du monde est largement formatée par tout un univers mythique.

Les producteurs de sciences sociales sont eux-mêmes pris dans les phénomènes qu'ils décrivent : dans des jeux d'intérêt et de pouvoir et dans un imaginaire. La tendance est forte, pour chacun d'eux, de sélectionner, comme éléments pris en compte dans leurs analyses, ceux

qui s'accordent à la vision qu'ils ont au départ de la société et qui confortent cette vision. Il y a cohérence entre idéologie et formatage des données.

A ce jour, entre les écoles inspirées par ces diverses approches, on n'a pratiquement pas de débats de nature scientifique, c'est-à-dire fondés sur l'analyse de faits d'observation et discutant d'interprétations alternatives de ces faits.

En ce qui concerne les déchets nucléaires, les diverses approches précédemment évoquées sont plus ou moins représentées :

- l'approche (a) est plutôt présente dans des travaux réalisés par des consultants en communication qui s'intéressent aux moyens de mieux informer le public de manière à développer un rapport plus rationnel aux déchets nucléaires ;
- l'approche (b) domine dans le document « *Recherche et déchets nucléaires ; Une réflexion interdisciplinaire* », février 2006. Certains chercheurs dénoncent l'action des « grands acteurs du nucléaire », avec la « prise en otage de scientifiques plus ou moins consentants » et en appellent à l'avènement d'une « démocratie technique ». On la retrouve, en plus modérée dans la forme, dans l'exposé fait devant la Commission par un représentant du programme Pacen ;
- l'approche (c) marque la politique de communication de l'Andra. Il s'agit de développer « un engagement et une reconnaissance mutuels permettant aux populations locales d'influencer le déroulement du projet et de participer aux décisions », en s'appuyant sur « une mise en rapport avec les connaissances, la culture, et les savoir-faire locaux » et un « partage des connaissances » ;
- l'approche (d) manque pour le moment ; les acteurs du nucléaire pourraient avoir intérêt à faire réaliser des travaux analysant dans cette perspective les stratégies de leurs adversaires et les moyens de répondre à ces stratégies ;
- l'approche (e) a été mise en œuvre dans la recherche ethnologique « *Les Français et les déchets nucléaires* » réalisée en 2005 (rapport au ministre délégué à l'Industrie) ; il s'est agi de mieux comprendre l'imaginaire relatif aux déchets nucléaires, qu'il s'agisse de celui de l'homme de la rue ou de celui des experts.

Les questions idéologiques que soulèvent les recherches en sciences sociales portant sur les déchets nucléaires paraissent claires.

Il n'en est pas de même des questions relatives aux types d'avancées des connaissances qui seraient utiles pour aider à la mise en place d'une « meilleure » politique de gestion des déchets. Bien évidemment la réponse à ces questions dépend de la vision de la société à laquelle on adhère et donc de ce que l'on considère comme une politique « meilleure ». Elle n'est pas la même si on pense, pour citer les positions extrêmes :

- que les grands acteurs du nucléaire servis par des scientifiques mercenaires tentent de tromper les populations pour les faire adhérer à des politiques qui servent leurs intérêts ;
- ou au contraire que les grands acteurs du nucléaire, dûment éclairés par des scientifiques soucieux du bien public, conçoivent des politiques plutôt raisonnables et que ce sont les opposants, dont les chercheurs en sciences sociales à leur service, qui ont des motivations plutôt douteuses (réagir aux frustrations nées de la place, insuffisante à leurs yeux, que la société accorde à leur point de vue).

Des approches qui reposent sur des visions de la société aussi opposées rendent difficile d'intégrer différentes écoles de pensée dans un même programme de recherche.

Il n'existe aucun lieu neutre où pourrait s'élaborer, à propos des déchets nucléaires comme dans tout autre domaine, une politique de recherche en sciences sociales « objectivement » satisfaisante.

Peut-être pourrait-on progresser en tentant de formuler quelques questions de recherche plus étroites que le problème des déchets nucléaires en général, en cherchant chaque fois, qui, parmi les chercheurs, elles pourraient intéresser ; ces questions pourraient être proposées comme suit :

- quelle marge laisser dans un projet technologique de grande ampleur à des inflexions d'origine locale ?
- comment transmettre au public une information scientifique claire, complète, accessible et aussi objective que possible ?
- risque et perception du risque par les populations : que nous enseigne l'approche sociologique ?

Chacun des acteurs concernés ne peut sans doute se livrer à cet exercice que pour lui-même.

1.3. CONCLUSIONS

La Commission considère que :

1. Un site de gestion de déchets doit être analysé sous l'angle d'une installation industrielle et non pas sous le seul angle d'un site de stockage ; il importe de prendre en considération dans le calcul économique les coûts externes positifs ou négatifs (retombées sur l'emploi, les subventions accordées, les impôts perçus, les dépenses de santé, la valeur du patrimoine foncier et immobilier, l'image de la région en termes de tourisme etc.).

La Commission souhaite avoir plus de précisions sur le coût à moyen et long termes du stockage des déchets de haute et moyenne activité à vie longue et son impact sur le prix de revient du kWh nucléaire si les externalités sont incluses dans le calcul. Une comparaison internationale serait bienvenue.

La Commission souhaite savoir si les données fournies dans le Rapport de la Cour des comptes de janvier 2005 ont été actualisées.

2. Les impacts potentiels sur la santé sont un souci pour les populations et l'approche socio-économique en fait peu de cas.

En tout état de cause, et bien au-delà de la seule question de la gestion des déchets radioactifs, un élément indispensable d'une démarche scientifique consisterait à tenir un registre des pathologies pouvant être liées à l'environnement, naturel ou professionnel, dans tous les départements de France. Cela permettrait de disposer, le jour venu, de séries longues pour mener des études épidémiologiques ;

3. On peut regretter que peu d'équipes universitaires travaillent dans ce domaine socio-économique ; il faut poursuivre l'effort incitatif en ce domaine.

4. *Différentes questions économiques mériteraient d'être abordées ou approfondies, parmi lesquelles :*

- *le coût d'investissement et d'exploitation du site de stockage sur une longue période (hypothèse de dérive des coûts) ;*
- *l'impact du coût de la gestion des déchets sur le prix de revient du kWh (études internationales) ; comparaison avec le scénario d'un stockage direct sans retraitement ;*
- *le montant, la répartition et le devenir des provisions dans un contexte de privatisation des opérateurs (risque de transfert vers le contribuable) ;*
- *les externalités, y compris l'impact sur l'environnement et la santé ;*
- *les retombées industrielles pour l'économie française ;*
- *l'impact sur la balance commerciale (en tenant compte du coût du retraitement de combustibles étrangers).*

La Commission rappelle que la dimension socio-économique ne doit pas être sous-estimée.

L'histoire nous enseigne que la décision publique est souvent tributaire de considérations émotionnelles liées à une sous-estimation des enjeux sociaux. Il importe donc d'explicitier les variables qui, dans ce domaine, vont jouer un rôle important (information et crédibilité des sources, aversion au risque des acteurs concernés etc.), notamment dans le débat public prévu par la loi en 2013.

Chapitre 2

STOCKAGE ET ENTREPOSAGE

2.1. CADRE DES ÉTUDES ET RECHERCHES

La loi du 28 juin 2006 fixe à l'Andra un calendrier de recherches précis. Pour le mener à bien, le programme scientifique de l'Andra s'appuie sur des partenariats établis avec les principaux organismes de recherche français, sur une politique active de thèses de doctorat et de recherches post-doctorales et sur six groupements de laboratoires pour traiter les grandes thématiques multidisciplinaires. Enfin, l'Andra participe à plusieurs projets européens du 6^{ème} PCRD et à la préparation du 7^{ème} PCRD.

Le modèle d'inventaire de dimensionnement (Mid), indispensable pour connaître la nature et la quantité des déchets à prendre en compte dans les études et recherches (E&R), est en cours d'élaboration par l'Andra pour dimensionner le stockage et les besoins de l'entreposage. La version attendue pour fin 2009 sera une remise à jour du Mid de 2005 en tenant compte de la loi.

Les déchets considérés sont ceux du parc actuel de réacteurs à eau pressurisée (Rep) constitué de 58 unités fonctionnant 40 ans et d'un réacteur EPR fonctionnant à partir de 2012 et pris en compte jusqu'à 2040 ; l'ensemble engendrera 50 300 t de combustible usé. Le scénario de référence est celui où tout le combustible usé est retraité et où l'on suppose que la production d'électricité nucléaire continue après 2040. On considère aussi un scénario dans lequel on inclut les déchets d'exploitation, comme les grappes de contrôle. Le scénario conservatoire est le stockage direct des assemblages de type Mox⁹, UOX¹⁰ et Ure¹¹.

De plus, doivent être pris en compte le combustible usé des UNGG non retraité, d'EL4, des réacteurs Célestin, de la propulsion navale et des réacteurs expérimentaux.

La Commission rappelle que la demande d'autorisation de création (DAC) du stockage ne couvrira que les déchets pour lesquels des projets de spécifications d'acceptation en stockage auront été préparés pour 2014.

2.2. ENTREPOSAGE ET COLIS

La fonction de l'entreposage est de permettre, dans des conditions sûres, la gestion des colis de déchets entre leur production et leur mise en stockage. Dans le cas des colis thermiques, il permet de surcroît le refroidissement sous surveillance. Tout au long de la phase d'entreposage, les colis doivent pouvoir être repris.

La loi ne considère plus l'entreposage comme une voie de gestion définitive mais dispose que des études dans le domaine de l'entreposage doivent être conduites en vue « *au plus tard en 2015, de créer de nouvelles installations d'entreposage ou de modifier des installations existantes, pour répondre aux besoins, notamment en termes de capacité et de durée* ». Elle précise qu'il revient à l'Andra « *de réaliser ou faire réaliser des recherches et études sur*

⁹ Mixed OXide ; combustible nucléaire à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium.

¹⁰ Oxyde d'uranium.

¹¹ Ure : Uranium REenrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi afin d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

l'entreposage et le stockage en couche géologique et d'assurer leur coordination » et « de prévoir, dans le respect des règles de sûreté nucléaire, les spécifications pour le stockage des déchets radioactifs et de donner aux autorités administratives compétentes un avis sur les spécifications pour le conditionnement des déchets ». C'est ce qui a motivé l'Andra, dans le cadre du projet HAVL¹², à étudier également la gestion des déchets MAVL¹³ et à élaborer deux programmes spécifiques concernant respectivement l'entreposage et la gestion, la surveillance et le transport des colis (cf. annexe 1).

2.2.1. Entreposage

Les principales actions entreprises pour l'entreposage sont présentées dans l'annexe 2.

La Commission approuve les différentes orientations de ce programme et de ses corollaires : appropriation par l'Andra de l'expérience de l'entreposage de longue durée, implication dans le projet d'extension de l'entreposage de La Hague. Elle note en particulier que le programme répond, en les adaptant au nouveau contexte d'un entreposage séculaire, à plusieurs de ses propres recommandations formulées en 2006 sur l'entreposage de longue durée : complémentarité entre entreposage et stockage, prise en compte du choix du site pour la conception et le fonctionnement de l'entreposage, nécessité de l'étude du vieillissement des structures en béton armé, du recours à des simulations numériques et physiques pour maîtriser la thermo-convection naturelle etc.

La Commission prend acte du fait que le choix reste ouvert d'une ventilation naturelle ou forcée, la première ayant l'avantage de la passivité mais l'inconvénient d'un réglage plus délicat, la seconde étant, selon l'Andra, techniquement assurée sur une durée de 100 ans.

La Commission souhaite disposer en 2009 d'un dossier donnant un panorama complet des besoins et des perspectives d'entreposage.

10

2.2.2. Gestion, surveillance et transport des colis

De manière très liée au programme précédent, le programme « colis » devra mettre à jour le modèle d'inventaire de dimensionnement (Mid) pour 2009, particulièrement mais non exclusivement pour les déchets MAVL, HAVL et les combustibles CU3¹⁴, seuls pris en compte pour la demande d'autorisation de création (DAC), élaborer différents scénarios de gestion des colis sur la base des chroniques de production fournies par les producteurs, formuler diverses formes de spécifications, analyser les problèmes liés au transport et prévoir les moyens de contrôle des colis de déchets.

Pour élaborer le Mid 2009, l'Andra demande aux producteurs de mettre à jour les dossiers de connaissances existants et d'établir de nouveaux dossiers.

Ces dossiers de connaissances doivent répondre aux spécifications, révisées en 2007, définies par l'Andra qui fixe les paramètres à y faire figurer : c'est un premier niveau de spécification, celui du dossier de connaissances. Au-delà, l'Andra doit contribuer à l'élaboration des futures spécifications d'acceptation en stockage et formuler dans ce but des « *spécifications de niveau 2* », qui caractérisent les colis primaires tels qu'ils sont pris en compte dans l'étude du stockage : elles servent à analyser les projets de conditionnement proposés par les producteurs. Elles seront régulièrement réactualisées jusqu'en 2014 pour fournir la matière des projets de spécifications d'acceptation qui seront jointes au dossier DAC ; celles-ci pourront

¹² Déchets de haute activité à vie longue.

¹³ Déchets de moyenne activité à vie longue.

¹⁴ Combustible usé provenant d'activités militaires et de recherche, dit « exotique ».

encore évoluer jusqu'aux spécifications définitives d'acceptation à l'échéance de la mise en service en 2025. Un tel calendrier représente donc pour les producteurs une source notoire d'incertitudes en ce qui concerne les déchets MAVL.

C'est ce qui fonde les contrôles des colis par l'Andra, contrôles par échantillonnage, préférentiellement non destructifs et présentant les risques radiologiques les plus faibles en termes de radioprotection. Ceux-ci seront complétés, quand c'est possible, par des contrôles sur échantillons prélevés à la source. Un programme d'E&R a été défini pour mettre au point des techniques de contrôle non destructif et d'analyse radiologique et chimique adaptées aux colis relevant du stockage profond, allant au-delà de celles pratiquées depuis plusieurs années sur les colis reçus au Centre de stockage des déchets à vie courte de faible et moyenne activité (CSFMA). Ce programme sera notamment alimenté par les propositions du groupe de travail Andra-CEA mis en place en 2007, le CEA étant de longue date dans ce domaine l'interlocuteur privilégié de l'Andra, mais en principe non exclusif dans l'avenir. Ce programme distingue plusieurs catégories :

- les colis MAVL avec leurs conteneurs de stockage ;
- les colis de déchets HA¹⁵ pour lesquels le degré d'urgence est moindre puisqu'ils nécessiteront une longue durée d'entreposage préalable au stockage ;
- les colis de déchets HA anciens et les combustibles usés destinés au stockage direct.

La liste des paramètres à inclure dans les spécifications ainsi que la hiérarchie des familles de colis seront définitivement arrêtées en 2009, date qui constitue un jalon important du programme. Plus important encore est le jalon de fin 2012, date d'un premier diagnostic sur la faisabilité des contrôles en vue du dossier DAC de 2014. Le déploiement industriel des procédés de contrôle est prévu pour être engagé en 2018.

L'audition de l'Andra a permis une première clarification, fort utile, d'un domaine assez vaste, divers et complexe dont la Commission n'a encore acquis qu'une vision parcellaire et, pour partie, imprécise. La présentation à la Commission de certaines dimensions du programme mériterait d'être reprise et approfondie dans l'avenir. Par exemple, s'il est clair que le transport des déchets vers le site de stockage relève de la responsabilité des producteurs, la mesure dans laquelle l'Andra est concernée par cet aspect, qui figure explicitement dans l'intitulé du programme, au-delà de la définition des infrastructures de réception sur le site de stockage, reste imprécise. De même la gestion des incertitudes sur les caractéristiques des colis existants, la question spécifique des conteneurs et de leur contrôle, l'articulation entre entreposage et stockage et ses implications sur l'évolution de certaines caractéristiques des colis, et donc sur l'objet de leur contrôle, mériteraient d'être explicitées. Enfin, en dehors des relations, anciennes et étroites, avec le CEA, le cadre des collaborations nationales et internationales, en œuvre ou en projet, n'a jusqu'ici guère été évoqué.

La Commission souhaite que le programme « colis » fasse l'objet d'une nouvelle mise au point dans le courant de l'année 2009.

¹⁵ Haute activité.

2.2.3. Gestion et colis de déchets MAVL

L'Andra a demandé aux producteurs de déchets de consolider les connaissances sur les colis de déchets MAVL qui pourraient rester en entreposage une centaine d'années dans diverses conditions. Ce besoin concerne aussi les colis qui seront déposés en stockage, en attente de la fermeture de celui-ci. La gestion des déchets du CEA et les E&R entreprises sur le conditionnement des déchets MAVL, complémentaires de celles déjà conduites pendant les 15 dernières années sont décrites dans l'annexe 1.

En dépit de la variété des colis de déchets MAVL, le CEA assure correctement leur gestion. L'entreposage des colis MAVL sera assuré. Cela dit, il reste quelques problèmes à régler concernant certains déchets historiques MAVL (bitumes) dont la situation est encore en discussion pour savoir de quel stockage ils relèvent.

La Commission considère que les E&R faites par le CEA pour le compte des producteurs sur l'évolution des colis sont en bonne voie, d'autant plus qu'elles sont entreprises sur la base d'acquis importants. Par ailleurs, le CEA poursuit souvent pour son propre compte des E&R en conditionnement et caractérisation pour rationaliser et améliorer les pratiques actuelles et tester de nouveaux modes de conditionnement. La Commission encourage les producteurs à poursuivre dans cette voie en vue de maîtriser le conditionnement des déchets anciens.

La Commission n'a pas d'interrogations sur la technologie du conditionnement mais souhaite connaître pour les colis MAVL, autres que ceux du retraitement actuel, comment fonctionne la chaîne des décisions qui va du conditionnement au stockage et quels acteurs entrent en jeu : producteurs, Andra, pouvoirs publics. Il paraît souhaitable de chercher un optimum de gestion, fondé sur des considérations technologiques et financières, qui ne semble pas atteint.

2.2.4. Comportement du combustible utilisé à court et long termes

La loi de 2006 restreint le stockage du combustible usé ou du combustible irradié à des combustibles qu'il n'est pas envisagé de retraiter et qui sont classés comme déchets HAVL. Pour l'instant, ils sont entreposés. Cette année la Commission n'a pas examiné de dossier particulier concernant leur stockage. Elle évaluera ultérieurement les E&R spécifiques traitant de ce sujet particulier au sein des E&R sur le combustible usé.

La Commission rappelle que les connaissances sur le combustible usé des réacteurs Rep concernent de nombreux aspects et que des modèles robustes, mais majorants, existent pour rendre compte de leurs comportements et les prévoir. Ils sont fondés sur des E&R conduites depuis très longtemps dans de nombreux programmes (beaucoup de pays envisagent le stockage direct du combustible usé). En France, le dernier programme a été Precci I¹⁶ (voir rapport n° 11, CNE1, page 103).

Le retraitement du combustible usé UOX (45 000 tML¹⁷), Ure (1 550 t) et Mox (2 900 t) du parc EDF dans les installations de la Hague doit s'étaler jusqu'en 2040 dans le scénario de déploiement des RNR à cette date. Cela implique que les assemblages de combustible usé soient entreposés dans les piscines de la Hague avant leur reprise pour retraitement, 8 ans pour l'UOX et 20-25 ans pour le Mox dans le scénario de référence. Les cadences envisagées sont de 850 t/an de UOX jusqu'en 2030 puis de 1250 t/an de UOX et de Mox (Mox en dilution) jusque vers 2040. Le combustible usé Ure serait retraité entre 2030 et 2040 (100 t/an). 2030 marque une augmentation de capacité des installations. Aujourd'hui 13 000 t de combustible

¹⁶ Programme de recherches du CEA sur l'évolution à long terme des colis de combustibles irradiés.

¹⁷ tML : tonne de métal lourd.

usé UOX ont été retraitées. Toutefois le déploiement des RNR pourrait être repoussé vers la fin du siècle, augmentant d'autant la durée d'entreposage sous eau des combustibles usés.

A titre conservatoire, le PNGMDR¹⁸ envisage la possibilité du stockage d'une partie du combustible usé qui n'aurait pas été retraité à l'arrêt du programme nucléaire après 40 ans de fonctionnement des réacteurs. A cet égard, l'entreposage de décroissance du combustible usé Mox est évalué à 100 ans.

C'est dans ce contexte que les E&R ont été réorientées dans le cadre de Precci II (2^{ème} phase du programme). Par ailleurs le souci constant d'EDF de maîtriser au mieux les connaissances sur le combustible usé conduit à des E&R plus larges que celles visant la finalité du stockage (cf. annexe 3).

La Commission considère que le programme Precci II est correctement orienté. Il vise à compléter les connaissances sur le comportement du combustible usé pendant les étapes qui le conduisent du réacteur aux installations de retraitement et en situation de stockage. Les derniers résultats confortent les modèles opérationnels (Mop) de comportement à long terme. Aussi, les estimations fondées sur ces modèles restent valables (dissolution du combustible usé inférieure au $\text{mg.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$, calculée à 10 000 ans).

Bien que dans le cadre de la loi de 2006, les E&R sur le comportement du combustible usé UOX et Mox n'apparaissent pas prioritaires, puisque seuls quelques assemblages expérimentaux ou de propulsion navale (CU3) sont voués au stockage, il est important de conserver un haut niveau de connaissances dans ce domaine. En effet, pour l'instant, tout le combustible usé doit être retraité d'ici quelques décennies, mais il convient de se prémunir contre tout changement qui conduirait à entreposer très longtemps le combustible usé sous eau, voire, dans le cas d'un changement de politique, à stocker de nombreux assemblages de combustible usé. Dans le scénario de référence, aucun problème de court terme n'a été décelé pour un entreposage sous eau pendant le siècle ou lors du transport à sec. Pour le long terme les modèles d'altération actuels du combustible usé UOX ou Mox permettent de dimensionner un stockage.

13

La Commission recommande de conduire le programme Precci II à terme, avec les moyens appropriés et d'identifier si des E&R particulières sont nécessaires pour le stockage des CU3. Dans ce cas, elles devront aboutir avant 2012 pour que l'Andra puisse tenir compte des résultats pour l'établissement des dossiers.

2.2.5. Comportement des verres à long terme

La fabrication des colis de verre R7T7¹⁹ et leur entreposage à la Hague sont des opérations industrielles. La maîtrise de ces opérations, dès 1990, a été le fruit des E&R commencées en 1960. Les colis qu'il est prévu de mettre en stockage géologique renferment les produits de fission, les actinides mineurs produits dans le parc électronucléaire et 0,1 à 0,2 % d'uranium et de plutonium mis en œuvre dans les combustibles UOX et Mox de ce parc.

¹⁸ Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs.

¹⁹ Appellation du verre fabriqué pour des déchets de haute activité dans les ateliers de Cogema (R7 pour l'usine UP₃ ; T₇ pour l'usine UP₂ 800).

13 000 colis CSD-V²⁰ sont déjà produits. Les autres types de colis de verre produits (3 200) ou à produire (quelques centaines) concernent le retraitement de combustibles UNGG²¹ du programme militaire ou de programmes expérimentaux. Ils sont entreposés à Marcoule. En stockage géologique, la corrosion des conteneurs métalliques des colis de stockage pourrait se produire après plusieurs milliers d'années, mettant en contact le verre, l'eau et d'autres matériaux (produits de corrosion, fer, argile). C'est pourquoi de nombreuses E&R ont été conduites sur l'altération des verres nucléaires tant en France que dans d'autres programmes nationaux et dans le cadre des PCRD Euratom, afin de fournir les éléments scientifiques nécessaires aux analyses de sûreté. L'acquis est considérable.

La loi de 2006 demande aux producteurs de déchets d'assurer les E&R sur le conditionnement des déchets et sur leur comportement intrinsèque à long terme et, à l'Andra, d'étudier leur comportement à long terme en situation de stockage. Le CEA est impliqué dans ces E&R qui ne sont pas scientifiquement déconnectées. Il a présenté à la Commission les E&R en cours et en projet sur les colis de verre.

Les résultats acquis jusqu'en 2003, notamment dans le projet Vestale²² (2000-2005) ont été évalués (rapport CNE1 ; n°10 ; page 61). Ce projet a été réorienté dès 2006 selon les exigences de la loi en tenant compte des besoins des industriels pour la connaissance des colis de verre (Vestale II, cf. annexe 4). Vestale II est couplé au groupement de laboratoires « verre/fer/argile » mis en place par l'Andra et l'ensemble des E&R est coordonné par plusieurs comités sous l'autorité du COSRAC.

Dès 2005, les résultats des E&R sur le verre nucléaire R7T7 permettaient d'estimer la longévité de la matrice verre d'un colis CSD-V dégradé et en situation de stockage dans l'argile, c'est-à-dire le temps nécessaire pour qu'elle soit dégradée par corrosion au contact de son environnement. Il est de l'ordre de plusieurs centaines de milliers d'années. Cette estimation repose sur l'utilisation d'un modèle phénoménologique robuste. Les résultats obtenus depuis 2005 confirment les valeurs des paramètres du modèle et par conséquent ne changent pas les estimations que l'on peut en déduire. En 2010, l'Andra disposera de modèles de corrosion consolidés pour tous les colis de verre.

2.3. STOCKAGE PROFOND

2.3.1. Introduction

Les quelques années qui ont précédé l'échéance de 2006 avaient été marquées par une activité scientifique intense avec l'ouverture du laboratoire souterrain de recherche de Meuse/Haute Marne, l'acquisition d'un grand volume de données, par forages carottés ou géophysiques à partir de la surface et dans le laboratoire souterrain, et la réalisation d'une synthèse de grande ampleur pour la préparation du « Dossier 2005 Argile ». Un rythme analogue caractérise l'étude en cours, par sismique et sondages carottés, de la zone de transposition. Cette étude est un préalable à l'identification, en 2009, d'une zone restreinte de 30 km², appelée Zira²³, qui sera proposée pour l'implantation éventuelle d'un futur stockage. Un forage au Trias, couche géologique plus profonde que le Callovo-Oxfordien, visant à statuer sur le potentiel géothermique, complète ce programme.

²⁰ Colis standard de déchets : conteneurs susceptibles de recevoir les déchets vitrifiés (CSD-V) ou compactés (CSD-C).

²¹ Réacteur à Uranium Naturel-Graphite-Gaz.

²² Programme de recherche du CEA pour les procédés de vitrification de produits de fission et d'actinides, et l'étude des propriétés des résidus vitrifiés.

²³ Zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie, ou Zira, qui est la dénomination de l'Andra de la zone d'intérêt restreinte prévue dans la loi.

Hormis ce programme, l'activité en 2007 et au début de 2008 peut paraître moins spectaculaire du point de vue du volume des résultats scientifiques obtenus. Cette période a été consacrée à l'organisation de la phase nouvelle d'E&R qui doit s'achever vers 2010 et notamment à la définition de l'ensemble des programmes, de leur échelonnement et de leurs priorités, ainsi qu'à l'articulation des programmes de simulation et d'ingénierie avec le programme scientifique proprement dit. Les problématiques dégagées par le « Dossier 2005 Argile » ont fait l'objet d'une revue interne et externe mais sont pour l'essentiel conservées avec quelques inflexions. Certaines d'entre elles sont évoquées dans la suite ; de manière générale la Commission approuve l'accent mis sur l'étude de l'épisode transitoire de quelques milliers d'années qui suit la fermeture du stockage.

Les expériences commencées dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne se sont poursuivies, avec des résultats complémentaires et la préparation de nombreuses nouvelles expériences. Le laboratoire s'est agrandi ; il est passé avec succès de l'étape de première exploitation, qui avait été une réussite, à l'étape de consolidation, qui doit faire du laboratoire souterrain l'instrument scientifique et technologique nécessaire à la conduite du programme HAVL.

C'est à l'occasion du jalon de 2009 que pourra être complètement appréciée la portée des résultats des efforts en cours ; la Commission souhaite que le contenu scientifique des auditions se renforce au fur et à mesure qu'on s'éloignera de la phase de mise en place initiale des programmes. Elle recommande que soit amplifiée l'interaction entre l'acquisition de nouveaux résultats et les simulations. Dans ce contexte, toute nouvelle expérience devra être précédée d'une modélisation prédictive.

La présente évaluation porte sur les aspects essentiels des travaux en mécanique des roches, en hydrologie, en géochimie et sur l'étude de la zone de transposition. Elle est fondée sur les auditions 2007-2008 de l'Andra et de certains de ses partenaires, sur une visite de la Commission au laboratoire souterrain et sur les documents remis à ces occasions.

2.3.2. Déformations différées du massif rocheux

Le creusement d'une galerie ou d'un puits engendre des déformations du massif et notamment une zone endommagée rendue plus perméable au voisinage des parois, dite EDZ. Ces évolutions se poursuivent ultérieurement avec des vitesses en général lentes. Les propriétés mécaniques de l'argilite du Callovo-Oxfordien seraient suffisantes pour que la tenue d'un tunnel ordinaire n'y soulève pas de difficulté particulière. Toutefois, la réalisation d'un stockage comporte quelques exigences supplémentaires.

On envisage en effet que les galeries resteront ouvertes pendant un siècle ou plus. Il ne faut pas non plus que les alvéoles se referment prématurément, car le retrait éventuel de colis en deviendrait difficile, compte tenu des contraintes qu'impose la manutention de colis radioactifs. On doit aussi éviter que l'endommagement de la roche, créé par l'ouverture des ouvrages, n'augmente en intensité et en étendue, risquant de créer un court-circuit hydraulique au sein de la barrière géologique. C'est pourquoi les ouvrages sont revêtus ; la contrepartie est que le revêtement supporte une fraction du poids des terrains croissante au cours du temps.

L'Andra devra veiller à bien dimensionner ce revêtement dès l'origine, en cherchant à la fois à maintenir son épaisseur dans des limites raisonnables et à limiter les mouvements du massif.

A beaucoup plus long terme il faut pouvoir décrire de façon suffisamment précise l'état mécanique du massif car il détermine, au même titre que sa température, son état chimique et la pression des fluides, et le cadre dans lequel le stockage évolue : resaturation par l'eau,

gonflement des barrières ouvragées, fonctionnement des scellements, dégradation des conteneurs, et finalement, migration des radionucléides. Les évolutions différées du massif ont au moins cinq origines possibles : la déformation d'origine purement mécanique (fluage), les variations de la pression interstitielle de l'eau, les variations de température, les variations de la saturation en eau près de la paroi et les évolutions physico-chimiques telles que le gonflement associé à l'oxydation de la pyrite. L'évaluation de ces phénomènes, dont les effets ne s'expriment que lentement, n'est pas facile. Dans un essai sur éprouvette ou dans le laboratoire souterrain il faut faire la part qui revient à chacun d'entre eux. D'autre part, les propriétés de la roche varient au moins suivant la verticale (le fluage est plus rapide dans les galeries que dans la niche, moins argileuse). Enfin les essais sont de durée nécessairement limitée, alors qu'ils doivent permettre de prévoir le comportement à très long terme.

L'Andra devra donc tirer toute l'expérience possible du laboratoire souterrain, qui est un atout important, puisqu'il constitue par lui-même une forme d'essai en vraie grandeur : en 2015, on disposera de dix années de recul.

L'interprétation de l'expérimentation Rep²⁴, maintenant achevée, a permis la participation de nombreuses équipes scientifiques. Elle a bien mis en évidence les couplages hydromécaniques et donc le rôle de la pression interstitielle, au moins dans la zone de la niche et du puits. Les effets des variations de température du puits y sont modestes mais apparaissent clairement. Il est vraisemblable que, dans la phase actuelle, désaturation et fluage jouent un rôle majeur, mais en sens opposé. On peut regretter que les phénomènes de désaturation-resaturation aient encore été peu étudiés dans le laboratoire souterrain, car leur évaluation est primordiale pour une interprétation des phénomènes différés, et plus généralement pour l'évolution transitoire du stockage après sa fermeture. Ils feront l'objet d'une expérimentation dédiée dite SDZ²⁵ après 2009.

Dans le « Dossier 2005 Argile », l'Andra présentait un assez grand nombre d'essais de fluage réalisés sur éprouvettes. Les difficultés expérimentales y étaient bien mises en évidence. Les vitesses mesurées au cours d'essais longs pour l'unité B (celle des galeries) étaient très faibles, à la limite de ce que l'on sait bien mesurer. Dans la fenêtre de contraintes testées, la viscosité était de l'ordre de 10^{17} Pa.s, quand on admet une correspondance linéaire entre contrainte appliquée et vitesse de déformation. La déformation cumulée en un siècle sous une charge de 1 MPa (par exemple) pourrait donc être de l'ordre de 3 %, alors qu'il est indiqué par ailleurs que l'endommagement s'accroît quand les déformations dépassent 2 % Sans être aigus, les problèmes de tenue des revêtements et d'évolution de l'endommagement ne peuvent donc être écartés.

Le Dossier 2005 ne tranche pas nettement la question de l'existence d'un seuil de contrainte pour l'apparition du fluage, que la présence d'un état de contrainte anisotrope dans le massif, très bien mis en évidence par l'Andra, tend à suggérer, mais que les essais, très difficiles, ne semblent pas confirmer. Enfin, ce dossier admet que la tendance à la diminution des vitesses de déformation, nette lors d'un essai de quelques mois sous charge constante, doit se poursuivre indéfiniment ; c'est pour l'instant une hypothèse insuffisamment étayée, d'autant qu'elle peut conduire à des conclusions plus optimistes que l'hypothèse d'une stabilisation des vitesses, retenue par certains des partenaires scientifiques de l'Andra.

L'Andra poursuit les essais de laboratoire dans le cadre du groupement de laboratoires « Géomécanique » mis en place en 2007 et il est trop tôt pour qu'un bilan puisse en être tiré ; cependant il n'est pas exclu que certaines conclusions du Dossier 2005 puissent être révisées.

²⁴ Études de la réponse du massif aux effets de creusement du puits.

²⁵ L'objectif est d'identifier les phénomènes physiques qui se produisent autour d'une galerie soumise à des variations d'hygrométrie.

Les mesures effectuées dans le laboratoire souterrain de recherche de Meuse/Haute-Marne apportent des informations précieuses. Les vitesses de variation du diamètre (4,5 mètres) des galeries décroissent rapidement pendant la première année et sont de l'ordre de 4 mm/an après deux ans, mais elles varient avec la localisation et l'orientation des galeries. Cette décroissance peut tenir à une propriété intrinsèque du matériau, à l'effet de structure et à l'effet de la désaturation du massif.

La Commission souhaite donc connaître l'interprétation détaillée que l'Andra fait des mesures, dont la qualité devrait permettre de progresser dans la compréhension des phénomènes et de leur part respective dans les évolutions mesurées. Celle-ci est indispensable pour permettre un dimensionnement correct des revêtements qui doivent laisser la possibilité d'un retrait des colis, par exemple l'épaisseur de la chemise métallique posée dans les alvéoles de déchets HAVL.

Le programme d'essais dans le laboratoire prévoit, après 2009, la conduite d'essais qui comparent les performances de divers revêtements.

2.3.3. Désaturation-resaturation

L'aération des galeries impose à leur paroi une hygrométrie variable, suivant les saisons et la position le long du circuit de ventilation, mais en général assez basse. De l'eau est donc extraite du massif sous forme de vapeur, beaucoup plus vite que l'eau n'est apportée vers les galeries par drainage. En conséquence, un front de désaturation progresse dans le massif. Après fermeture des alvéoles, puis du stockage entier, le phénomène s'inverse : le massif se resature et les vides laissés dans le stockage se remplissent d'eau. L'Andra a établi que la resaturation est beaucoup plus lente que la désaturation. Ce mécanisme contribue donc, de fait, à une fonction de sûreté, puisqu'il retarde longtemps, quoiqu'inégalement suivant la nature des colis placés dans les alvéoles, l'arrivée de l'eau au contact des conteneurs et des colis.

La Commission a demandé que ces phénomènes, très importants pour l'épisode transitoire qui suit la fermeture, soient soigneusement étudiés et que le schéma proposé par l'Andra, qui n'est pas déraisonnable, soit scientifiquement conforté, compte tenu de son importance pour la sûreté. Il semble pour l'instant que, dans le laboratoire souterrain, le front de désaturation progresse assez vite jusqu'à la limite de la zone fracturée de l'EDZ. Ces constatations sont intéressantes mais ne répondent pas à la question plus générale de l'évolution à long terme, pour laquelle la Commission souhaite que l'Andra présente un point actualisé des connaissances.

2.3.4. Production d'hydrogène

L'Andra a mis en évidence dans le « Dossier 2005 Argile » le processus de production d'hydrogène par corrosion de l'acier abandonné dans le stockage après sa fermeture. L'hydrogène est évacué par dissolution et diffusion dans l'eau du massif. Toutefois, avec les hypothèses retenues, que l'Andra s'est efforcée de choisir minorantes pour les processus de transfert dans la roche, ces processus ne permettent pas une évacuation qui soit suffisamment rapide pour empêcher une augmentation significative de la pression de l'hydrogène gazeux dans les alvéoles. C'est évidemment la contrepartie des qualités générales d'étanchéité attribuées au système de stockage. Les pressions maximales calculées varient de 6 à 9 MPa suivant la nature des colis contenus dans les alvéoles. Ces valeurs sont assez élevées. En effet, la pression due au poids des terrains est de l'ordre de 12 MPa, de sorte que la marge dont on dispose vis-à-vis d'une fracturation locale (de la paroi rocheuse, des bouchons ou des

scelllements) n'est pas considérable, d'autant que les phénomènes à décrire sont complexes et que leur interprétation laisse encore place à des incertitudes.

La base de données dont on dispose pour écrire les lois de comportement est pour l'instant limitée. Les essais de laboratoire et la modélisation du comportement de l'argilite à laquelle ils doivent conduire utilisent un ensemble de notions (diffusion, écoulement biphasique, pression d'entrée de gaz, courbe de rétention, microfissuration, hystérésis de la perméabilité) qui ont le plus souvent été établies pour des roches plus perméables.

Il est nécessaire que l'Andra mène les études qui permettent de valider leur application aux argillites.

A l'échelle des alvéoles et du stockage entier, la modélisation est délicate car la production d'hydrogène se fait avec une vitesse très inégale suivant les alvéoles. La montée en pression modifie les écoulements d'eau, désature quelque peu la roche et modifie donc les conditions qui permettent la corrosion. De façon générale, les processus sont sensiblement plus compliqués que dans le cas de la désaturation-resaturation sans production d'hydrogène, dont la modélisation n'est pourtant pas encore complètement validée. On ne dispose pas non plus de beaucoup d'exemples d'ouvrages souterrains ou de processus naturels qui mettraient en jeu une phénoménologie analogue.

La validation des modèles et des calculs reste donc encore insuffisante et appelle une attention toute particulière de la part de l'Andra.

Dans le Dossier 2005, l'Andra a présenté des hypothèses majorantes qui visaient à apprécier l'ampleur des phénomènes, avec des conclusions relativement rassurantes. La complexité du problème et de sa modélisation laisse toutefois encore des incertitudes. Plusieurs voies de progrès sont envisageables. La première voie, qui est de toute façon indispensable, consiste à améliorer les connaissances.

De ce point de vue, la Commission approuve le choix effectué par l'Andra de donner, d'ici au jalon de 2009, une priorité à l'amélioration des modèles de production et de migration des gaz et de proposer un projet de programme de recherche européen sur ce dernier thème.

Une autre voie consisterait à limiter la quantité d'acier introduite dans le stockage. On ne changerait sans doute pas les pressions maximales atteintes, mais on réduirait la masse totale d'hydrogène produite. L'Andra étudie ainsi, dans le cas des colis de déchets HAVL, en remplacement du surconteneur en acier non allié, l'utilisation de céramiques qui ont toutefois l'inconvénient d'être plus fragiles, et l'utilisation de matériaux minéraux pour le chemisage destiné à permettre une mise en place et un retrait éventuel aisés des colis.

Ces études devront être menées à terme.

Il sera également important d'apprécier plus complètement le caractère défavorable ou non du phénomène. Il paraît évidemment souhaitable de pouvoir écarter le risque de fracturation locale mais l'Andra met aussi en exergue dans le « Dossier 2005 Argile » l'intérêt d'un retard à la resaturation, auquel la production d'hydrogène contribue, qui diffère l'arrivée de l'eau au contact des colis. L'analyse de sûreté bénéficierait d'une hiérarchisation plus claire des avantages et inconvénients des conséquences de la production de gaz. L'Andra n'a pas pour l'instant présenté sa démarche dans ce domaine et la Commission souhaite qu'elle lui soit présentée au cours d'une prochaine audition.

Outre les phénomènes de corrosion à long terme, à échéance beaucoup plus courte, de l'hydrogène est engendré par radiolyse dans les colis de déchets MAVL. Pendant la période d'exploitation du stockage, les alvéoles qui contiennent ces colis sont ventilées pour empêcher que la concentration d'hydrogène puisse atteindre la limite d'inflammabilité. L'Andra a présenté

des simulations numériques de ces phénomènes qui utilisent des descriptions géométriques assez fines du réseau de circulation des fluides. Ces simulations montrent que les concentrations résiduelles en hydrogène sont très faibles.

Ces résultats devront être confortés par la comparaison avec l'expérience ; la Commission souhaite qu'une revue du retour d'expérience des installations analogues présentant un risque lié à l'hydrogène soit effectuée.

2.3.5. EDZ

Les observations effectuées dans le laboratoire souterrain confirment l'existence, à la paroi des galeries, d'une zone endommagée, ou « EDZ », composée d'une zone fracturée et d'une zone microfissurée dans lesquelles la perméabilité est sensiblement accrue. Ces zones pourraient constituer un court-circuit pour le transfert des fluides et, ultérieurement, des radionucléides. Les mesures effectuées dans le laboratoire souterrain ont permis une première reconnaissance de l'extension et de la perméabilité de ces zones. Leur évolution doit être soigneusement suivie. Les mesures ont bénéficié de l'expérience acquise dans d'autres laboratoires souterrains et les résultats des essais, qui sont délicats, présentent néanmoins une cohérence qui doit permettre de bâtir une modélisation dont on attend une présentation lors du jalon de 2009.

Le creusement des galeries a mis en évidence la formation de plusieurs systèmes de fractures avec l'avancement du front et notamment de fractures en chevron d'extension métrique. L'Andra a pu commencer à dégager les paramètres qui influencent cette formation (orientation, vitesses de creusement et de pose du soutènement). Ces fractures sont susceptibles de jouer un rôle important pour les caractéristiques hydrauliques de l'EDZ, en comparaison de celui que joue une dégradation plus diffuse. Plusieurs voies de recherche sont ouvertes. La première réside dans l'amélioration des connaissances. La formation de fractures en chevron a aussi été observée dans les argiles, pourtant bien différentes, du laboratoire souterrain de Mol en Belgique. Il peut donc s'agir d'un phénomène relativement universel, au moins pour une certaine classe de matériaux rocheux, et passé inaperçu jusque là, faute d'une expérimentation adaptée. L'Andra présente une première interprétation, dans le cadre de la mécanique des milieux continus, mais elle devra poursuivre et mobiliser plus largement les ressources de la mécanique théorique, par exemple du calcul à la rupture, de la simulation numérique avancée ou de la mécanique de la rupture et faire le point de l'interprétation de phénomènes analogues observés pour d'autres matériaux et dans des contextes différents. Une seconde voie, plus pragmatique, consiste à expérimenter plusieurs techniques de creusement, de soutènement puis de revêtement, avec des variantes dans leur mise en œuvre, en vérifiant qu'elles n'introduisent pas d'autres inconvénients. Les programmes correspondants seront conduits à partir de 2009.

La Commission recommande que l'Andra poursuive les deux voies. Pour la seconde, la Commission recommande que l'Andra procède à une revue complète des techniques utilisées pour le creusement des galeries et tunnels classiques, et notamment des procédés de confortement de la roche en avant du front, avant son creusement.

2.3.6. Scellements

L'Andra a proposé d'interrompre la continuité hydraulique de l'EDZ en réalisant des saignées perpendiculaires à l'axe des galeries et remplies d'argile gonflante. L'Andra a commencé très tôt dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute Marne une première expérimentation dite « KEY » qui témoignait de l'importance accordée à juste titre au thème de l'interruption de l'EDZ. Cette expérimentation se poursuit. Il manque toutefois une position claire du problème (à quel moment les scellements seront-ils efficaces ? quels seront alors les fluides présents, leur pression, les contraintes dans la clé ?) et une justification du dessin retenu (la forme retenue ne concentre-t-elle pas les contraintes en fond de saignée ? comment éviter la formation d'une EDZ propre au creusement de la saignée ?). L'essai en cours a apporté des enseignements technologiques utiles et les mesures, effectuées avec un grand soin, apportent par ailleurs des informations précieuses sur l'EDZ. Mais cet essai ne concerne qu'un scellement partiel dans une galerie ouverte, donc dans des conditions peu propices à la vérification complète de l'efficacité du procédé. Un essai plus ambitieux sera mis en œuvre à partir de mi-2012.

Comme souligné dans des rapports précédents, la Commission recommande qu'un bilan critique des études scientifiques et techniques déjà conduites soit effectué.

2.3.7. Migration, diffusion

Le programme d'étude scientifique de la migration des radionucléides est actuellement confié à un groupement de laboratoires. Il est également abordé dans le projet FunMig²⁶ du 6^{ème} PCRD auquel participe l'Andra.

La capacité de maîtriser le modèle géochimique de l'eau interstitielle est primordiale car cela permet de concevoir les expériences de migration en laboratoire de surface comme souterrain dans des conditions représentatives du transfert des radionucléides.

Depuis 2005, l'eau interstitielle a pu être caractérisée *in situ* à cinq profondeurs entre -430 m et -505 m à l'aide de différents dispositifs expérimentaux. Les résultats obtenus sont convergents et en accord raisonnable avec le modèle, sauf pour le potassium et le strontium. Ce désaccord est attribué par l'Andra à une méconnaissance des constantes d'équilibre de certaines réactions chimiques qui font l'objet d'un réexamen. Dans la nouvelle phase du programme de géochimie, l'Andra a programmé une expérimentation pour évaluer l'impact de la perturbation oxydante et celui des bactéries qui seront introduites par la présence humaine.

Pour la période se terminant en 2012, l'Andra prévoit de mettre l'accent d'une part sur la compréhension au niveau fondamental des différences des lois de comportement des phénomènes diffusifs et de rétention aux différentes échelles (moléculaire à millimétrique) et d'autre part, sur la compréhension des effets induits par les régimes transitoires thermiques et hydrochimiques au voisinage des alvéoles de stockage. Des résultats seront disponibles en 2009 à l'issue du programme FunMig.

La Commission approuve cette démarche de recherche en amont à petite échelle indispensable pour conforter les approches plus empiriques de l'échelle macroscopique.

A l'échelle macroscopique, l'expérimentation DIR, de diffusion *in situ* des traceurs inertes et réactifs en laboratoire souterrain, a produit des résultats en accord avec les mesures sur échantillons à l'échelle centimétrique, confirmant les différences de comportement entre les

²⁶ Projet européen (2005-2008) pour l'étude des « Fundamental processes of radionuclide migration ».

espèces anioniques et cationiques. Les expériences les plus longues se sont déroulées sur deux ans ; elles seront démantelées en 2008 pour examiner par surcarottage la migration des traceurs au sein de la roche. De nouvelles expérimentations de diffusion, exploitant l'acquis des premières et destinées à se développer sur plusieurs années, ne seront lancées qu'en 2009 au plus tôt (expérimentations DRN, diffusion de radionucléides).

Il est indispensable que des techniques éprouvées soient utilisées pour que le surcarottage, qui devrait fournir des résultats essentiels pour dimensionner les nouvelles expériences, soit un succès en 2008.

Les phénomènes diffusifs étant extrêmement lents, l'expérimentation sur des distances en rapport avec les situations de stockage n'est pas possible et la modélisation prend ici tout son intérêt dans l'appréciation du comportement à long terme. On peut certainement attendre du programme scientifique de l'Andra des avancées significatives dans le changement d'échelle du microscopique au macroscopique.

La Commission souligne que le changement d'échelle est beaucoup moins aisé à maîtriser pour le passage du macroscopique à l'échelle de la formation hôte. Pour ce point essentiel, la seule méthode de validation possible est d'avoir recours à des marqueurs naturels chimiques et isotopiques.

Le programme de l'Andra est peu explicite sur ce point très délicat qui nécessite l'acquisition de nombreuses données *in situ* et la construction de scénarios d'évolutions géologiques et géochimiques à confronter aux modèles de migration. Les recherches qui seront menées par l'Andra et le GDR Forpro²⁷ dans le forage au Trias devraient contribuer à ce type d'approche en fournissant des conditions aux limites pour des transferts d'indicateurs naturels.

La Commission souhaite être informée, l'an prochain, des projets de l'Andra pour traiter ce point.

2.3.8. Ingénierie

Le programme d'ingénierie prend une place croissante au sein du projet HAVL. Il concerne notamment les installations nucléaires de surface, les conteneurs de stockage, le transfert et la manutention de ces colis de stockage, l'ingénierie minière, l'architecture de stockage, la conception des alvéoles, les scellements et remblayages. Il inclut la réalisation d'essais technologiques et de démonstrateurs ; des résultats ont déjà été obtenus dans le cadre de coopérations avec le CEA (conteneurs de stockage) ou du programme européen ESDRED²⁸ que l'Andra coordonne. Il comprend la création à Saudron d'un centre technologique expérimental, proche du site du laboratoire souterrain et destiné à être ouvert au public.

Pour l'ingénierie, le « Dossier 2005 Argile » entendait présenter des solutions de principe qui se voulaient « simples, robustes et disponibles ». Depuis, suite aux évaluations de ce dossier, l'Andra en a effectué une revue interne et a bénéficié de plusieurs revues externes. Le nouveau programme qui prend en compte ces évaluations est découpé en trois phases. La première, de 2007 à 2009, concerne le choix des options de base de sûreté et des options techniques majeures de conception. La période 2010-2014 sera consacrée à l'élaboration du dossier d'ingénierie en support à la demande d'autorisation de création (DAC) d'une installation de stockage. A partir de 2013, débiteront des études détaillées. Simultanément, de manière progressive (maquettes, prototypes puis, dans certains cas, démonstrateurs à l'échelle 1)

²⁷ Groupement de recherche entre le CNRS et l'Andra, créé le 1^{er} janvier 1998, pour les recherches à conduire dans les laboratoires souterrains de qualification (FORmations géologiques PROfondes).

²⁸ Engineering Studies and Demonstration of REpository Designs, projet intégré du 6^{ème} PCRD Euratom.

seront testés des matériels et des méthodes d'exploitation, avec des variantes, pour les conteneurs de stockage, les transferts et manutentions, en complément des essais de creusement et de scellement réalisés dans le laboratoire souterrain. Un programme pour définir et tester un système complet de mise en place des colis HAVL paraît en bonne voie.

Les choix effectués en matière d'ingénierie prennent en compte les préoccupations de sûreté en exploitation, de sûreté à long terme, de réversibilité, de coût et, pour les installations de surface, d'impact sur l'environnement. Certaines d'entre elles sont difficilement conciliables ce qui nécessite des arbitrages. Ces choix doivent être orientés par les conclusions des programmes de simulation, de surveillance, d'information/consultation et du programme scientifique. L'ingénierie interagit donc avec beaucoup d'autres activités ; le programme adopté par l'Andra s'efforce de le prendre au mieux en compte.

La Commission avait souligné que les solutions techniques ne devaient pas être figées prématurément et devaient s'appuyer autant que possible sur des connaissances scientifiques parvenues à maturité. De ce dernier point de vue, le programme d'ingénierie paraît tendu car il est placé en aval du programme scientifique alors que divers phénomènes importants (formation de l'EDZ, comportement différé du massif, génération de gaz) ne sont pas encore complètement compris ou modélisés. On peut pallier en partie cette difficulté par des études de sensibilité. Des données plus technologiques seront aussi nécessaires mais, pour ce qui concerne le creusement, la machine à attaque ponctuelle ne sera disponible qu'en 2009 et la comparaison des revêtements souples et rigides ne pourra se faire qu'en 2010-2012. En revanche, dans le cas du dimensionnement des zones contenant des déchets qui dégagent de la chaleur, on dispose déjà d'éléments plus solidement établis, par exemple pour les propriétés de conduction thermiques de l'argilite.

La Commission souligne que les meilleures solutions du point de vue des préoccupations de sûreté à long terme, de sûreté en exploitation et de réversibilité ne coïncident pas nécessairement. En particulier, le cadre législatif dans lequel s'inscrira le principe de réversibilité ne sera, selon la loi de 2006, défini qu'en 2015. Dans l'immédiat, il reviendra pour l'essentiel à l'Andra d'identifier les risques de contradiction entre les diverses préoccupations, de les expliciter et de proposer des arbitrages.

De ce point de vue, la Commission apprécie favorablement le principe d'un réexamen d'options de base telles que le décentrage ou le regroupement des puits, ou le transport souterrain des pondéreux par rail ; elle suggère d'examiner si la réversibilité est compatible avec un remblayage rapide qui permettrait d'éviter certains inconvénients du stockage des remblais au jour. En revanche, la Commission aurait apprécié que l'alternative descendrie ou puits ait été analysée dans le détail.

La Commission s'interroge également sur la remise en cause d'autres options retenues dans le Dossier 2005, comme le caractère borgne des alvéoles. Cette dernière option pouvait rendre plus difficile, dans le cas des déchets MAVL, la réversibilité et la sûreté en fonctionnement (par exemple l'évacuation des gaz formés pendant la phase où le stockage est ouvert), mais elle apportait des garanties intéressantes du point de vue de la sûreté à long terme. C'est l'occasion de souligner que la conception d'un stockage s'appuie d'une part sur des modélisations qui permettent une comparaison directe des différentes options et, d'autre part, sur un ensemble de principes généraux tels que simplicité, robustesse ou redondance. Il n'est pas commode d'intégrer ces principes dans des estimations quantifiées, car ils visent à offrir des marges supplémentaires vis-à-vis de phénomènes plus difficiles à identifier ou à décrire. Ils ne doivent pas pour autant passer au second plan ; la Commission souhaite que l'Andra explicite les principes qui guident ses choix en matière d'options d'ingénierie au regard des préoccupations de sûreté et de réversibilité.

2.3.9. Réversibilité

La loi du 28 juin 2006 dispose que le stockage géologique en couche profonde des déchets radioactifs ultimes devra se faire « *dans le respect du principe de réversibilité* ». Le dossier scientifique et technique support à la DAC de 2014 devra donc prendre spécifiquement en compte la réversibilité du stockage proposé et contenir des propositions de sa gestion. Après évaluation du dossier DAC, il est prévu que le Gouvernement présentera un projet de loi fixant les conditions de réversibilité et l'autorisation, si elle est donnée, devra en particulier fixer la durée minimale pendant laquelle la réversibilité du stockage doit être assurée, durée dont il est précisé par la loi actuelle qu'elle ne pourra être inférieure à cent ans. L'Andra a donc défini au sein du projet HAVL une « activité transverse » dévolue à la réversibilité, tout en intégrant dans sa réflexion, pour en faire apparaître la complémentarité, la filière de gestion des déchets radioactifs dans son ensemble, incluant entreposage, stockage et conditionnement des déchets en amont. Cette activité transverse entretient, sur le plan technique, de fortes interactions avec le programme d'observation-surveillance de l'environnement de surface et des installations du projet HAVL. C'est donc l'ensemble des E&R touchant à la réversibilité et à l'observation-surveillance qui est évoqué ici.

Dans le dossier 2005, l'Andra avait défini la réversibilité comme la possibilité d'un pilotage progressif et flexible du processus de stockage, en la décomposant en trois volets : capacité à reprendre les colis, capacité à intervenir sur le processus de stockage et capacité à faire évoluer la conception du stockage. Pour 2009, elle formule l'objectif d'être en mesure de présenter des options de scénarios de gestion, de conception d'entreposage et de stockage intégrant sûreté et réversibilité. Ces éléments seront intégrés dans l'avant-projet sommaire de stockage pour le jalon 2012. Ceci passe par une mise à jour des éléments du dossier 2005. Celle-ci prendra en compte les retours de l'évaluation de ce dossier et les discussions avec les parties prenantes ; elle intégrera progressivement les résultats des différents programmes d'E&R à mener sur la période 2007-2014.

Sur le plan scientifique, l'approfondissement des connaissances doit porter sur le comportement des colis et des ouvrages pendant la phase de réversibilité. Y contribueront :

- les résultats des programmes scientifiques, de simulations et d'expérimentations dans le laboratoire souterrain ;
- les réponses à l'expression des besoins de connaissances complémentaires formulés auprès des producteurs sur certains aspects déterminant le comportement des colis (production de gaz notamment) ;
- des E&R supplémentaires sur le comportement mécanique des ouvrages (comportement hydromécanique différé, effets de la saturation/désaturation), sur l'évolution physico-chimique des matériaux *in situ*, notamment les liants hydrauliques, et sur le transfert des gaz.

Sur le plan technique, des études d'ingénierie seront menées jusqu'en 2009 pour :

- apprécier les possibilités et les limites technologiques en matière de réversibilité (par exemple, la sensibilité au dimensionnement des composants du stockage, tels que la nature et l'épaisseur des revêtements des ouvrages souterrains) ;
- préciser les spécifications des conteneurs en fonction des exigences de durabilité et d'aptitude à la reprise après un dépôt séculaire ;

- préciser les spécifications des ouvrages de stockage (configuration géométrique des alvéoles et son évolution, nature et dimensionnement du chemisage, conception de la tête d'alvéole, ventilation et gestion des gaz de radiolyse, revêtement des galeries...);
- préciser les spécifications des procédés d'exploitation (mise en place des colis, modalités d'attente de la fermeture, modalités de la fermeture, techniques de retrait des colis, modalités opératoires d'un retour dans une alvéole dans laquelle se serait accumulé de l'hydrogène produit par corrosion des aciers, architecture d'ensemble du stockage et son exploitation...).

Les E&R sur la réversibilité devront interagir fortement avec les résultats du programme observation-surveillance pour aider à définir les modalités de gestion et de fermeture progressive des ouvrages. Dans l'optique du débat public de 2013, un effort important sera consacré à la réalisation et à la présentation au public de démonstrateurs illustrant la réversibilité du stockage (Centre technologique de Saudron déjà mentionné au § 2. 3.8).

L'état de l'art international sera pris en compte, notamment pour promouvoir la mise en place d'un référentiel commun sur la réversibilité; en particulier l'Andra participe au projet « Reversibility and Retrievability » de l'AEN/OCDE et organise en France un séminaire national en 2009, suivi d'une conférence internationale fin 2010.

Dans la discussion internationale, l'Andra a proposé une échelle de niveaux de réversibilité/récupérabilité qui sera soumise au débat public national et à la communauté scientifique. Cette échelle est graduée pour jalonner le processus décisionnel de gestion du stockage « dans le respect du principe de réversibilité ».

La Commission donne acte à l'Andra de la nouvelle ampleur prise par son approche de la réversibilité depuis le dossier 2005. Les actions définies à ce jour sont intégrées dans un calendrier qui concorde avec les échéances définies par la loi. Il y a pour le moment peu de résultats scientifiques et techniques nouveaux se prêtant à évaluation.

La Commission se limite à formuler quelques recommandations d'ordre général sur certaines orientations à donner aux travaux à venir :

- *le concept même de réversibilité tel que défini par l'Andra mérite d'être précisé. Il est clair par exemple que l'échelle définie par l'Andra ne peut être parcourue à l'identique en sens inverse. Il faut être conscient de ce qu'un éventuel retour à une situation antérieure doit pouvoir trouver, le moment venu, ses propres modes opératoires ;*
- *une condition évidente de l'option de réversibilité est la démonstration de la capacité de récupération des colis déjà stockés, particulièrement de colis endommagés ou supposés tels. L'Andra a envisagé certaines de ces situations ; la Commission l'invite à approfondir cette réflexion, peut-être dans l'optique de la définition de circonstances d'incidents « types », en vue de définir concrètement les moyens adaptés d'intervention ;*
- *la dialectique réversibilité/sûreté devra trouver un état d'équilibre où l'essentiel de l'une et de l'autre soit préservé. S'il est clair que plus un stockage est réversible, moins la sûreté est passive, il sera utile de chiffrer le coût de diverses options de réversibilité (en termes monétaires, ou de sûreté, ou de sécurité des travailleurs). L'Andra a prévu dans l'activité transverse « coût » une réflexion sur ce sujet. La Commission souhaite être, dans l'avenir, tenue étroitement informée des progrès de cette réflexion.*

2.3.10. Surveillance

Ce domaine, auquel l'Andra accorde une importance nouvelle depuis la loi de 2006, est désormais couvert par le programme spécifique d'« observation-surveillance de l'environnement de surface et des installations du projet HAVL ». Son organisation est décrite dans l'annexe 5. Sont concernés l'environnement de surface, les installations de surface du stockage, les installations souterraines du stockage et les installations d'entreposage. Une telle activité d'observation-surveillance fait écho aux préoccupations générales en matière de sûreté, de réversibilité, de traçabilité et de transparence. Elle est justifiée par la taille de l'ouvrage, la durée de son fonctionnement et les besoins du retour d'expérience.

L'activité de suivi de l'environnement de surface est entrée dès 2007 en phase opérationnelle. Elle doit se traduire par la mise en place prochaine d'un observatoire pérenne de l'environnement dans le périmètre de la zone de transposition, ainsi que d'un site témoin. Cet observatoire doit permettre d'établir un état initial en prenant en compte les variabilités naturelles, de comprendre et modéliser les interactions entre les divers milieux naturels et d'analyser les évolutions à moyen et long termes, y compris d'ordre sanitaire, indépendantes de l'activité de stockage. Il est essentiel que cet observatoire soit bien inséré, comme prévu, dans le dispositif national d'observation de l'environnement.

Une réflexion est engagée sur les besoins propres en mesures de chaque phase de la vie du stockage (construction, exploitation, scellements et fermeture). Des E&R sont programmées pour développer des moyens et une stratégie d'auscultation qui répondent aux besoins spécifiques du stockage (discrétion et miniaturisation des capteurs, amélioration de leur portée, autonomie énergétique...). Un réseau dense de collaborations scientifiques nationales et internationales est en cours de développement, en appui de ces E&R.

25

La Commission souligne qu'on ne peut en attendre de manière assurée des solutions nouvelles d'auscultation, fiables et opératoires dans les délais prévus par la loi. Il importe donc que, parallèlement, une hiérarchie de priorités soit clairement définie parmi les nombreux paramètres se prêtant à la mesure et les moyens de les atteindre. La Commission souhaite être tenue régulièrement informée dans l'avenir des progrès de cette réflexion.

La Commission recommande de ne pas perdre de vue que les mesures n'ont de sens et d'utilité qu'en dialogue avec la modélisation, qu'il s'agisse de celle du milieu ausculté et de son évolution ou de celle du système de mesure lui-même. L'effort de modélisation, effort plus ou moins intense et modélisation plus ou moins élaborée selon les sujets et les périodes, doit devenir une composante constitutive du programme.

La Commission attend également que soient apportées des précisions sur les questions particulières suivantes :

- *l'utilisation de données satellitaires ;*
- *les mesures de déplacements et déformations, en surface ou le long de puits, à très grande échelle (hectométrique, voire kilométrique) ;*
- *la gestion des dérives temporelles et du vieillissement des matériels sur de très longues durées (capteurs, câbles, électronique et acquisition associée).*

2.3.11. Modèle hydrogéologique

L'objet du modèle hydrogéologique est, d'une part de fournir le cadre pour simuler une éventuelle migration des radionucléides après leur diffusion au sein de la couche d'argilites, d'autre part de renseigner sur les trajets de l'eau souterraine dans les formations aquifères des encaissants qui doivent *in fine* servir à l'analyse de sûreté. La mise au point du modèle hydrologique relève du programme scientifique de l'Andra pour ce qui est de l'acquisition des connaissances ; elle relève du programme « simulation » pour ce qui est de l'exploitation des connaissances, sans oublier que la simulation constitue un moyen de valider la cohérence des connaissances scientifiques.

L'Andra a mis en place progressivement le modèle hydrogéologique depuis 1996 en s'appuyant sur divers laboratoires extérieurs. Dans son dossier 2005, l'Andra a présenté une chaîne de modélisation réalisée par l'IFP²⁹ basée sur une approche hydrogéologique régionale à l'échelle du Bassin parisien, relayée par un modèle local incluant les exutoires potentiels des aquifères encaissants. Les résultats obtenus dans l'encaissant supérieur (Oxfordien calcaire) sont satisfaisants en ce qu'ils respectent les directions d'écoulement et les gradients piézométriques observés ; ils sont moins convaincants pour l'encaissant inférieur (Dogger) pour lequel la direction d'écoulement est mal reproduite par le modèle. Cette inadéquation entre le modèle et les observations peut provenir de plusieurs causes : le fait que les vitesses d'écoulement dans le Dogger sont très faibles et donc mal définies, comme l'attestent les âges apparents des eaux élevés (supérieurs à 1 million d'années), le peu de contraintes imposées aux circulations dans cet aquifère par des conditions de drainage naturelles et enfin le nombre restreint de forages (4) permettant de contrôler la piézométrie du Dogger.

L'Andra a tenu compte des remarques des évaluateurs du dossier 2005 recommandant de mieux contraindre le modèle hydrogéologique par une prise en compte de la distribution d'indicateurs naturels tels que la salinité des eaux du Dogger et par une meilleure représentation du rôle des failles dans le modèle de secteur. Ce modèle doit être étendu vers l'Est pour inclure les affleurements du Trias et ainsi mieux simuler son aquifère, probablement responsable de la salinité des eaux du Dogger. Par ailleurs, le nouveau programme de forages apportera des informations complémentaires en permettant une meilleure observation de la piézométrie et de la salinité du Dogger. Enfin, le forage profond au Trias permettra de caractériser les fluides des aquifères sous-jacents au Dogger et sans doute de proposer un modèle de terme source pour expliquer la salinité des eaux du Dogger.

La Commission considère que la validation du modèle hydrogéologique ne pourra être réellement améliorée que lorsque les nouvelles données seront disponibles avec suffisamment de recul. Pour l'échéance 2009, il est donc requis de parachever le montage des outils de modélisation et de réaliser des simulations exploratoires. La consolidation du modèle hydrogéologique et son utilisation pour simuler les évolutions sur le long terme ne pourront intervenir qu'après 2010.

2.3.12. Délimitation de la zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira)

Le dossier 2005 avait présenté un modèle géologique déjà très élaboré du site de Meuse/Haute Marne et de son environnement qui avait permis de définir une zone dite de transposition d'environ 250 km² dans laquelle les propriétés de la couche hôte du Callovo-Oxfordien sont attendues comme raisonnablement homogènes.

²⁹ Institut français du pétrole.

L'enjeu essentiel de l'échéance 2009 est la détermination d'une zone d'intérêt restreinte désormais dénommée « zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie » (Zira). C'est au sein de la Zira que se porteront les efforts de qualification finale d'un éventuel site de stockage.

La surface envisagée pour une telle zone est de 30 km², ce qui laisse la possibilité d'y concevoir plusieurs emplacements pour construire un stockage en s'adaptant au mieux aux contraintes de site qui ne seraient pas de nature géologique. La démarche de choix de la Zira est présentée dans l'annexe 6.

Pour la recherche de la Zira, l'Andra met en œuvre un programme basé sur le retour d'expérience du dossier 2005. Ce programme est ambitieux et mobilisera de nombreuses équipes des groupements de laboratoires. Sa réalisation est en cours et les premières observations et mesures réalisées dans les nouveaux forages à fin mars 2008 s'inscrivent très bien dans le référentiel géologique actuel.

La Commission estime que les éléments scientifiques nécessaires à la délimitation de la Zira seront disponibles pour 2009.

Au cours des auditions, il est apparu que l'Andra avait déjà acquis une bonne confiance dans son modèle géologique et qu'elle considérait que la régularité des propriétés du Callovo-Oxfordien rendait crédibles les interpolations entre les points d'observation disponibles. L'Andra s'attend donc à peu de surprises à l'issue de la campagne complémentaire 2008-2009, de telle sorte que le choix de la Zira pourrait ne pas être uniquement fondé sur des critères géologiques mais qu'il serait possible de prendre en compte d'autres critères incluant des contraintes socio-économiques.

La Commission considère toutefois que le critère déterminant de choix de la Zira doit être la qualité géologique.

2.3.13. Le forage au Trias

Le forage au Trias est prévu sur la plateforme située au centre de la zone de transposition ; il sera réalisé par approfondissement du forage dont la cible initiale est le Callovo-Oxfordien.

Selon le guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde (ASN ; 12 février 2008), « le site devra être choisi de façon à éviter des zones pouvant présenter un intérêt exceptionnel en termes de ressources souterraines ». Les indications géologiques déjà acquises sur le Trias ne suggéraient pas l'existence d'une ressource d'un tel intérêt. Toutefois, l'Andra a souhaité mener une investigation directe par forage. Un des objectifs de ce forage est la reconnaissance du potentiel géothermique du Trias, pour lequel on peut s'attendre à trouver une température de 80° vers 2000 m et une salinité élevée. Il convient de noter que la caractérisation du potentiel géothermique ne doit pas se limiter à la seule acquisition de la température et des paramètres de productivité du réservoir, mais doit considérer également sa capacité à absorber l'eau réinjectée. Il est en effet prévisible que la qualité médiocre de l'eau obligera à cette réinjection et l'on sait que des essais antérieurs de réinjection dans les grès du Trias ont connu des difficultés (géothermie à Melleray dans le Loiret, essais d'injection de saumure en Lorraine). L'autre objectif scientifique est de connaître un profil vertical de la composition des fluides présents à la base du Dogger ; ce point est essentiel si l'on désire améliorer le modèle de salinité du Dogger, le Trias représentant une source potentielle de cette salinité.

Un point qui reste non précisé dans le programme de l'Andra est la mesure du niveau piézométrique dans les grès du Trias ; il apparaît en effet que le forage, tel que prévu, ne permettra pas d'individualiser un niveau dans les Grès vosgiens de la base. Une telle absence d'information serait préjudiciable à la consolidation du modèle hydrogéologique.

La Commission recommande que l'Andra veille à bien acquérir toutes les données nécessaires à la validation du modèle hydrogéologique.

Le forage a été proposé à la communauté scientifique pour des actions de recherche coordonnées par le GDR Forpro qui seront soumises à l'ANR en 2008.

La Commission approuve cette initiative qui pourrait préfigurer un programme de TGI³⁰ associé au laboratoire de Meuse/Haute-Marne. A ce titre, la Commission recommande que le forage au Trias qui constituera un ouvrage exceptionnel d'accès à un aquifère profond du Bassin parisien soit conservé pour être inclus dans le dispositif de surveillance à long terme de l'Andra et pour permettre des recherches futures sur le comportement hydrodynamique et hydrochimique du Trias.

2.4. STOCKAGE DES DÉCHETS DE FAIBLE ACTIVITÉ ET À VIE LONGUE (FAVL)

L'Andra a en charge les E&R pour stocker les déchets radifères et « graphites » classés dans la catégorie des déchets FAVL qui relèvent d'un stockage géologique. La loi demande la mise en service d'un stockage en 2013. Dans son premier rapport la Commission a exposé les raisons qui conduisaient à la quasi impossibilité de tenir un tel calendrier. Le Commissaire du Gouvernement a demandé à l'Andra de proposer un nouveau calendrier. Celui-ci ouvrirait la possibilité d'acquérir les données nécessaires pour asseoir un dossier scientifique, une fois le ou les sites de stockage potentiels choisis pour ces déchets.

Les stockages des déchets radifères et des déchets « graphites » ne présentent pas les mêmes difficultés en raison de leur nature et des quantités à stocker. Ces déchets contiennent des radionucléides à vie courte qui auront disparu au bout d'un siècle et des radionucléides à vie longue qui nécessitent des précautions de stockage de longue durée. Les caractéristiques de ces déchets et la problématique de leur stockage sont présentées dans l'annexe 7.

On peut en retenir que les déchets radifères à stocker auraient, sous réserve d'un inventaire plus précis, un volume de 35 000 m³ (30 000 t) avec une activité massique de l'ordre du MBq/kg (de déchets) dans une centaine d'années. En stockage de sub-surface, il convient de piéger les descendants du radon, élément gazeux, ce qui est réalisable avec un recouvrement de terrain, saturé en eau, et d'une dizaine de mètres d'épaisseur. Le concept retenu devra toutefois minimiser le risque d'intrusion humaine et garantir la pérennité du recouvrement dans le futur.

En revanche les déchets « graphites » auraient, sous la même réserve que ci-dessus, un volume de 100 000 m³ (23 000 t) avec une activité massique en chlore 36 (³⁶Cl) de l'ordre du MBq/kg. Bien que ces déchets contiennent un autre radionucléide à vie longue, le ¹⁴C (500 fois plus actif), c'est surtout le ³⁶Cl qui pose problème en stockage car il est très peu retenu par le graphite en présence d'eau et il est très mobile dans la géosphère. Il faut donc le confiner sur des temps de plusieurs centaines de milliers d'années car sa période radioactive est de 300 000 ans. Le « dossier 2005 argile » de l'Andra a clairement montré que le ³⁶Cl est l'un des contributeurs majeurs à l'impact radiologique dans le cas d'un stockage profond.

³⁰ Infrastructure de recherche labellisée « Très grande infrastructure ».

L'Andra a déjà fait des E&R sur le stockage des déchets radifères et « graphites » et les a réactivées en 2005 en considérant des sites génériques, au sein d'une argile remaniée ou intacte. Elle a présenté à la Commission quelques calculs préliminaires conduits selon une méthodologie correcte et en utilisant des valeurs optimistes, sans être déraisonnables, des paramètres clés (relâchement du chlore par le graphite, perméabilité du béton des conteneurs, de l'argile hôte et du massif, coefficients de diffusion du chlore) et en faisant varier les épaisseurs d'argile et les distances à l'exutoire.

Ces premiers calculs ne laissent pas de très grandes marges vis-à-vis d'objectifs radiologiques exprimés en termes de contrainte de dose, quel que soit le concept de stockage. Par ailleurs, sans être inaccessibles, les valeurs des perméabilités envisagées ne seront sans doute pas banalement satisfaites par une formation argileuse de surface, surtout si elle est remaniée. Elles supposent dans tous les cas que le béton conserve des performances élevées sur une longue durée. Ces calculs ne peuvent pas fournir une base solide de décision pour un choix, mais ils suggèrent que les exigences d'une analyse de sûreté devraient pouvoir être satisfaites dans le cas d'un stockage suffisamment profond, établi dans des argiles suffisamment épaisses, d'une qualité comparable à celle des argilites du Callovo-Oxfordien étudiées dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute Marne. Compte tenu de la longue période radioactive du ³⁶Cl, il faudra veiller à ce que l'érosion ne réduise pas la couverture au point de faire perdre au site ses bonnes qualités de confinement pendant toute la période de sortie du ³⁶Cl aux exutoires (au moins 300 000 ans). Il apparaît que c'est le concept faisant appel à une descenderie qui offrirait le maximum de sécurité et de souplesse dans la conception d'un site de stockage pour les déchets « graphites ». C'est ce concept que, finalement, au stade des études génériques, l'Andra privilégie dans un document transmis à la Commission le 18/4/08, mais la Commission souligne qu'il s'agit d'un problème extrêmement complexe.

Toutes ces remarques mettent en évidence le besoin impérieux de conduire rapidement des études sur un site réel pour lequel on disposerait d'un minimum de connaissances. L'Andra a bien défini les principaux critères géologiques de choix de sites dans des formations argileuses, mais le ou les sites concrets envisageables ne seront proposés à la puissance publique qu'en 2010. On disposera alors de délais brefs pour jauger les performances d'un site, concevoir un stockage, conduire des études d'impact radiologique. Certaines connaissances risquent donc d'être encore mal consolidées à ce stade et de laisser place à des marges d'incertitudes importantes, la première portant sur l'inventaire en ³⁶Cl et autres radionucléides dans les graphites et sur leur localisation. A cet égard, de sérieuses E&R sont en cours pour les diminuer.

Enfin, la profondeur d'implantation du stockage de déchets « graphites » est un paramètre essentiel. Le coût des ouvrages souterrains est plus que proportionnel à la profondeur. Le principe de cohérence, cité dans le PNGMDR, appelle donc que la profondeur d'un stockage soit adaptée à la nocivité des déchets qu'on y dépose. Elle doit être suffisante pour réduire l'impact radiologique dû à la migration du chlore à une époque donnée, et limiter les effets des aléas géologiques (érosion) ainsi que les intrusions humaines. On voit ainsi que le concept par couverture remaniée ne convient pas pour les graphites. Dans le cas d'une couche d'argile intacte, les estimations de la Commission, basées sur les calculs génériques de l'Andra, indiquent, comme situation de référence pour installer un stockage, une profondeur supérieure à la centaine de mètres, et la présence d'une couche d'argile de l'ordre de 100 m d'épaisseur.

C'est dans ce contexte qu'il n'a pas été envisagé, à ce jour, de stocker les colis de déchets « graphites » avec les colis de déchets HA/MAVL car cela conduirait à doubler la surface prévue pour les déchets MAVL (100 000 m³ de graphites pour 80 000 m³ de MAVL), ce qui reviendrait à augmenter d'un tiers l'emprise de l'ouvrage profond. Toutefois, les considérations qui précèdent montrent qu'on est confronté à un problème plus complexe qu'il n'y paraît pour stocker des déchets « graphites » bien que ce soient des déchets FAVL. Tout en poursuivant la

recherche de sites de sub-surface susceptibles d'accueillir de tels déchets, et à titre de comparaison, il serait utile de disposer d'une étude sur les conséquences et le coût supplémentaire qu'entraînerait le stockage de ces déchets, ou d'une partie d'entre eux, dans le site de stockage des HAVL et MAVL.

Les E&R sur le stockage des déchets radifères et « graphites » sont engagées. Ces deux types de déchets ne relèvent pas nécessairement d'un même concept et d'un même site de stockage.

Les E&R ne permettront d'asseoir un dossier sur des données scientifiques solides que lorsque seront connus :

- *l'inventaire des déchets ;*
- *la caractérisation physico-chimique et radiologique des déchets (hétérogénéité, répartition des radionucléides, points chauds, activité massique moyenne) ;*
- *des sites réels dont les caractéristiques géologiques auront été suffisamment reconnues ;*
- *les caractéristiques du colisage des déchets ;*
- *le taux de relâchement des radionucléides au cours du temps, en présence d'eaux naturelles, et les paramètres qui contrôlent leur migration dans les matériaux de stockage et le milieu géologique retenu.*

Les études génériques montrent que les déchets radifères doivent pouvoir être stockés dans des conditions sûres dans un site de sub-surface.

Le problème majeur est le stockage des déchets graphites. Seule la disponibilité d'un site concret permettra d'acquérir les connaissances nécessaires à la conception d'une installation ainsi qu'à l'évaluation de ses performances de confinement et de sa capacité radiologique. Les études génériques montrent qu'il est nécessaire de chercher une formation argileuse suffisamment épaisse et permettant une implantation des ouvrages à une profondeur suffisamment importante pour des raisons hydrauliques et pour se garantir de l'érosion à long terme et du risque d'intrusion humaine.

Compte tenu de ces contraintes, la Commission recommande de conduire en parallèle une étude sur les conséquences et le coût supplémentaire qu'entraînerait le stockage de déchets « graphites » dans le site de stockage des HAVL et MAVL.

Chapitre 3

SÉPARATION ET TRANSMUTATION

3.1. CADRE DES ÉTUDES ET RECHERCHES

La loi de 2006 oriente les études et recherches (E&R) vers les possibilités industrielles de transmutation des actinides mineurs dans des réacteurs à neutrons rapides, critiques (RNR³¹) ou sous-critiques (ADS³²), en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires. Il s'agit de réacteurs de 4^{ème} génération visant en priorité à permettre l'optimisation de la ressource en matière fissile. Dans le premier cas (RNR), les politiques énergétiques et de gestion des déchets sont couplées ; elles sont découplées dans le second cas (ADS). Pour autant, il ne sera possible de mettre en œuvre l'une ou l'autre voie que lorsqu'existeront les installations de séparation des actinides mineurs (comprenant neptunium, américium et curium), de fabrication des combustibles ou des cibles les incorporant, ainsi que les réacteurs de transmutation. Leurs déploiements respectifs dépendront de multiples facteurs, dont le poids que l'on aura consenti aux E&R dans les divers domaines : séparation, fabrication de cibles et de combustibles, prototypes de réacteurs, irradiations pour des tests de transmutation.

Les motivations soutenant les programmes et les échéances des E&R concernant les réacteurs et les cycles du combustible sont détaillées dans l'annexe 8.

La première échéance est en 2012 où le CEA doit selon la loi « *fournir un rapport d'évaluation des perspectives de différentes filières industrielles de séparation-transmutation* », comportant notamment un volet sur les bénéfices que la séparation-transmutation apporterait au stockage géologique. Un point doit être fait en 2009.

Les E&R en séparation-transmutation visent à changer la nature des déchets HAVL (Haute activité et à vie longue) issus du retraitement des combustibles usés, en réduisant considérablement la charge en actinides mineurs des colis de verre. Toutefois, cette stratégie ne s'appliquera pas aux colis de verre du parc électronucléaire actuel, déchets ultimes voués au stockage géologique étudié par ailleurs. En effet, il est prévu de retraiter d'ici à 2040 tout le combustible usé de ce parc constitué de réacteurs à neutrons thermiques (Rep³³). La mise en œuvre d'une stratégie de séparation-transmutation concerne donc uniquement un parc nucléaire futur, incluant des RNR. Il faut noter que le renouvellement du parc actuel vient de commencer avec des EPR³⁴.

Après la promulgation de la loi de juin 2006, les décisions stratégiques suivantes ont été prises par le Comité à l'énergie atomique du 20 décembre 2006.

Les E&R sur les réacteurs critiques porteront sur les réacteurs refroidis au sodium (RNR-Na) et au gaz (RNR-He). Pour la première filière, la priorité des E&R est donnée à la conception et à la réalisation d'un prototype en 2020. Les technologies et les principes de fonctionnement d'un RNR à caloporteur gaz devront être examinés dans un cadre européen pour conduire à un

³¹ Réacteur à neutrons rapides.

³² Accelerator Driven System ; les systèmes sous-critiques pilotés par accélérateur ADS comportent trois éléments : un accélérateur linéaire, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

³³ Réacteur à eau sous pression de 2^{ème} génération.

³⁴ European Pressurized Water Reactor ; réacteur à eau sous pression de 3^{ème} génération.

démonstrateur (REDT³⁵) dont la construction pourrait être décidée vers 2012. Les E&R sur les ADS seront conduites au sein du programme Eurotrans³⁶.

Les E&R pour ces filières porteront sur des procédés de recyclage avancés et concerneront à la fois la séparation des actinides mineurs et la fabrication des combustibles ou des cibles de transmutation. En séparation, les E&R doivent offrir plusieurs voies jusqu'au moment des décisions. La priorité est donnée aux voies hydrochimiques (liées aux RNR) sur les voies pyrochimiques (liées aux ADS). Les E&R pour la fabrication de combustibles à uranium et plutonium pour le prototype RNR refroidi au sodium sont prioritaires par rapport à celles sur la fabrication de combustibles ou de cibles avec des actinides mineurs. Deux pilotes devront être construits en temps utile à la Hague pour fabriquer quelques tonnes de combustible nourricier pour le cœur du prototype RNR refroidi au sodium et quelques dizaines à centaines de kilogrammes de combustibles et cibles à base d'uranium, de plutonium, d'américium et de neptunium, voire de curium, selon les options.

Les E&R en séparation-transmutation nécessitent d'examiner les opérations suivantes : la séparation des actinides mineurs du combustible usé, leur incorporation dans des matériaux appropriés et leur irradiation dans des dispositifs de transmutation par neutrons rapides. Une stratégie efficace de séparation-transmutation nécessite de surcroît que ces opérations soient réalisées industriellement et, pour arriver à un taux global de transmutation d'au moins 99 %, qu'elles soient répétées sur des matières de plus en plus radioactives mais de durées de vie de plus en plus courtes.

Au plan international, la Commission constate que les pays disposant d'une industrie électronucléaire souscrivent en général aux programmes internationaux sur les réacteurs de 4^{ème} génération, mais dans la pratique les situations sont contrastées (cf. annexe 8). Le Japon et la France sont clairement engagés dans la séparation-transmutation avec des tests de transmutation en RNR. Pour l'instant, il ne se dégage pas de programme commun en séparation-transmutation au plan international, au-delà de la recherche de convergences et de complémentarités dans les expériences d'irradiation.

La Commission a pu constater lors du congrès international Global 2007 que la France jouait un rôle important avec une vision cohérente des développements de réacteurs et de la gestion des déchets. Au plan européen, la France continue d'impulser des actions à long terme, par exemple dans la plate-forme SNE-TP³⁷ qui vise à organiser les E&R européennes dans le nucléaire de fission.

La France apparaît ainsi comme le pays où les conditions de poursuite des E&R en séparation-transmutation sont favorables et peu sensibles aux développements à l'étranger. A cet égard, l'échéance française de 2012 sera particulièrement importante pour le nucléaire du futur.

La Commission considère qu'il convient d'avoir, avant 2012, défini quelles sont les connaissances réellement nécessaires pour arrêter des choix et un « cahier des charges » minimum à remplir pour engager la séparation-transmutation sur des bases viables. En outre, il faudra disposer d'une vue éclairée des avantages et désavantages de la séparation-transmutation et des engagements industriels réels, à court et long termes, auxquels elle conduit.

³⁵ REDT : réacteur d'études et de développements technologiques pour la filière de réacteur rapide à caloporteur gaz.

³⁶ European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System ; PCRD-Euratom.

³⁷ Sustainable Nuclear Energy Technology Platform.

La loi implique que les E&R soient conduites dans une optique de développement industriel. Au plan national, la Commission considère que les E&R sont correctement coordonnées entre les différents organismes CEA, CNRS, EDF et Areva. La Commission note le soin que met le CEA à relier ses recherches sur les nouvelles filières de réacteurs à celles qui portent sur la séparation-transmutation des actinides mineurs. En revanche, pour Areva et EDF, la séparation-transmutation apparaît comme une option sur laquelle réfléchir à l'intérieur de stratégies industrielle et commerciale. Pour les industriels, il convient d'avoir le plus tôt possible des options consolidées pour un combustible Mox³⁸ à uranium et plutonium destiné à un RNR refroidi au sodium plutôt que des combustibles ou des cibles pour la transmutation.

La Commission recommande que les E&R permettent d'aller le plus rapidement possible au-delà de la politique énergétique utilisant des RNR pour recycler uniquement l'uranium et le plutonium, comme dans le passé avec les réacteurs rapides de 2^{ème} génération (Phénix, Superphénix). Il convient que le décalage entre la mise en place d'un parc de réacteurs à neutrons rapides et la mise en œuvre d'une stratégie de séparation-transmutation soit réduit au minimum pour diminuer la nocivité des déchets HAVL comme la loi le demande.

Les choix de 2012 imposent d'avoir conduit des E&R assez avancées tant en irradiation avec des neutrons rapides que sur les procédés des cycles du combustible. Cela nécessite des moyens d'irradiation avec des neutrons rapides et la disponibilité d'Atalante pour procéder à des séparations avec des quantités d'actinides significatives au regard des procédés industriels. L'arrêt de Phénix en 2009 pose le problème de la poursuite des E&R jusqu'en 2020 car il faudra disposer de moyens lourds d'irradiation.

La Commission souhaite alerter les pouvoirs publics d'un manque quasi-total de dispositifs d'irradiation avec des neutrons rapides d'ici à 2020, que ce soit en France ou à l'étranger.

La Commission souhaite être tenue informée régulièrement des développements technologiques prévus pour conduire les irradiations et les opérations mettant en œuvre des quantités importantes d'actinides mineurs, ainsi que pour mettre en œuvre un éventuel entreposage des actinides mineurs avant la fabrication des combustibles et des cibles pour la transmutation.

D'autres aléas peuvent survenir dans les E&R.

La Commission recommande aux pouvoirs publics de tenir compte dans les programmations des E&R, de l'éventualité où, ce qu'il est décidé de faire, ne se réaliserait pas selon le calendrier envisagé dans le PNGMDR 2007-2009.

3.2. TRANSMUTATION

3.2.1. Scénarios

Les études de scénarios doivent permettre d'analyser la cohérence d'un ensemble de données de natures technique, industrielle et économique. La Commission analyse dans l'annexe 9 les E&R concernant les scénarios.

³⁸ Mixed OXide ; combustible nucléaire à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium.

La Commission a pris connaissance des E&R conduites en collaboration par le CEA, le CNRS via Pacen³⁹, et EDF, sur des scénarios de transmutation par recyclage des actinides mineurs dans l'hypothèse d'un parc fournissant de façon constante 430 TWhe par an, en supposant que le fonctionnement des systèmes techniques, à savoir usines du cycle du combustible et réacteurs, soit totalement maîtrisé, en regard des hypothèses de travail. Les données attendues sont la radiotoxicité à long terme des déchets ultimes, la thermique des objets à stocker et l'emprise d'un stockage, accompagnant la séparation-transmutation. Les résultats présentés confirment un certain nombre de points déjà connus.

Le multi-recyclage du plutonium seul, ou avec des actinides mineurs, en Rep (neutrons thermiques) n'est pas viable ; il conduirait à la stabilisation du plutonium dans le cycle à un niveau élevé (100 t), avec une dégradation isotopique et l'augmentation des actinides mineurs, notamment du curium, d'où émission rédhibitoire de neutrons.

L'avantage de la transmutation à l'aide d'ADS est de confiner les actinides mineurs hors des installations du parc électronucléaire (double strate). Cependant, la transmutation par des neutrons rapides semble préférable en RNR. En effet, avec un parc d'ADS de 400 MWth envisagé par le CEA, plus de 100 t d'actinides mineurs seraient à l'équilibre dans le cycle, tout en passant l'essentiel du temps hors des ADS. En outre, la fabrication d'un combustible fortement chargé en actinides mineurs (source neutronique intense, puissance thermique élevée) est d'une extrême difficulté.

Les nouvelles voies ouvertes par les RNR montrent que le recyclage de tous les éléments transuraniens (plutonium et actinides mineurs) y est théoriquement possible, sans contraintes excessives, notamment eu égard à l'émission neutronique. Les inventaires à l'équilibre des actinides mineurs dans le cycle peuvent néanmoins aller jusqu'à 50 t. Les avantages des RNR critiques sont leur capacité de surgénération, donnant une indépendance vis-à-vis de la ressource en matière fissile, et leur intérêt industriel. L'impact des actinides mineurs sur la fabrication et le retraitement du combustible est jugé par le CEA « *important, mais non rédhibitoire* », sans qu'une réelle étude de cet impact ait été exposée à la Commission.

Le CEA a également présenté à la Commission un programme de travail sur les scénarios portant sur la période 2007-2012, dans le cadre d'un groupe de travail CEA, EDF et Areva.

Le groupe de travail examine les scénarios à travers les critères suivants : faisabilité industrielle, risques industriels, impacts sur la sûreté, radioprotection de l'homme et de l'environnement, évaluations économiques, non-prolifération. Cette analyse est combinée à 4 familles de scénarios envisagées pour la gestion des déchets : recyclage du plutonium seul en Rep ou en RNR, recyclage du plutonium avec des actinides mineurs, incinération des actinides mineurs en ADS et référence au cas Rep. Ces scénarios ont des implications sur les modes de gestion des déchets futurs et leur stockage. Des rapports préliminaires d'analyse sont annoncés en 2010 pour 4 scénarios et début 2012 pour l'ensemble.

Dans ce programme, il est prévu d'étudier les transitoires de fin de vie du parc, c'est-à-dire les conséquences des « en-cours » existants dans les installations et les réacteurs au moment où on arrêterait la séparation-transmutation. C'est l'étude d'une situation lointaine, mais importante en raison de l'énorme quantité de plutonium et d'actinides mineurs non encore transmutés et en regard de critères éthiques intergénérationnels : peut-on envisager de laisser cette charge aux générations futures ? Comment tout solder ? Faut-il maintenir des réacteurs en fonctionnement pour éliminer les « en-cours » et quelle serait l'efficacité d'un tel scénario ?

³⁹ Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire ; programme interdisciplinaire du CNRS.

Une autre application de ces études de scénarios concerne la prévision des transitions entre parcs de réacteurs, par exemple le passage d'un parc de 2^{ème} et 3^{ème} génération à un parc de 4^{ème} génération. Cette question est directement liée à la séparation-transmutation. Elle est traitée dans l'annexe 10. Les deux facteurs qui vont déterminer la date du déploiement des RNR sont le prix de l'uranium et la capacité de disposer de plutonium. L'enjeu des scénarios est de rechercher la cohérence d'un cycle dans un objectif d'optimisation économique : durée de vie de l'usine de la Hague et mise en œuvre de l'usine de fabrication du combustible RNR. L'approche est bien de mettre en perspective l'énergie nucléaire en France, couplée à la séparation-transmutation, dans l'esprit du nucléaire de 4^{ème} génération. Cette approche n'est pas sans conséquence pour les modes de gestion des déchets et des stockages du futur.

La Commission considère que ce programme ambitieux sur les scénarios mérite de rassembler les meilleurs experts. Il serait souhaitable que le CNRS y soit bien intégré. Elle recommande que le programme se déroule dans les délais indiqués de façon à éclairer le plus tôt possible les voies prioritaires et incontournables des différents domaines analysés, notamment celui des E&R en séparation-transmutation.

Parce que les études de scénarios projettent au-delà d'un siècle les conséquences de la stratégie séparation-transmutation, la Commission considère qu'elles sont essentielles et qu'elles doivent respecter un certain nombre de règles :

- *les hypothèses de travail techniques doivent être énoncées avec précision et être communes aux différents acteurs ;*
- *les valeurs chiffrées tirées d'approches différentes dans les enchaînements des étapes des cycles et l'utilisation des codes doivent être comparées selon des critères définis ;*
- *les critères doivent être établis et hiérarchisés ;*
- *les implications économiques, à chaque étape des cycles, doivent être approfondies ;*
- *les hypothèses de calcul doivent être clairement énoncées.*

Le travail sur les scénarios constitue une occasion privilégiée de rencontre entre les différents acteurs et les différentes communautés scientifiques et socio-économiques. Il permet une réflexion sur les problèmes que la production d'énergie nucléaire peut soulever pour l'avenir, notamment par l'intrication de la séparation-transmutation dans l'ensemble de la problématique de gestion des déchets du futur. Dans cette vision où séparation-transmutation et stockage seraient interdépendants, et bien que l'échéance soit lointaine, il conviendrait d'ores et déjà d'optimiser les E&R pour mieux en tenir compte.

3.2.2. Impact de la séparation-transmutation sur un stockage futur

L'essentiel des travaux a porté sur les conséquences du stockage des colis de verres « allégés en actinides mineurs ». Les hypothèses de travail sont celles qui sous-tendent les E&R de la loi de 2006. Les colis de verres proviendraient de la séparation-transmutation mise en œuvre dans un parc à l'équilibre. Les conséquences de l'existence d'un « en-cours » d'uranium, de plutonium et d'actinides mineurs au moment de l'arrêt de la séparation-transmutation dans des RNR ne sont pas envisagées. Les résultats de l'exercice présenté à la Commission complètent les études antérieures sans apporter d'éléments vraiment nouveaux.

L'inventaire de radiotoxicité des verres allégés serait plus faible que celui des verres actuels mais les performances du stockage souterrain sont inchangées puisque les actinides mineurs ne migrent pas dans l'argile.

L'emprise du stockage des HAVL dépend des propriétés thermiques des colis de verre et d'une façon générale tout allongement de la durée d'entreposage permet de réduire l'emprise. Le dégagement de chaleur est majoritairement dû aux actinides mineurs après 300 ans, notamment à la présence d'américium 241. En leur absence, le temps de refroidissement de ces colis (aujourd'hui de 60 ans pour l'entreposage d'attente) et l'emprise des installations de stockage seraient réduits. Ainsi la durée d'entreposage minimum passerait de 60 à 50 ans et si la durée d'entreposage était maintenue à 60 ans, on pourrait alors réduire de 30 % l'emprise de la partie du stockage dédié aux HAVL. De plus, la durée de la phase thermique se trouverait ramenée à une centaine d'années, due aux seuls produits de fission.

L'étroite relation entre contenu en actinides mineurs, durée de l'entreposage et emprise souterraine du stockage permet des combinaisons pour optimiser le couplage entreposage stockage au regard d'autres critères, notamment économiques.

L'inventaire de radiotoxicité des colis de verres actuels diminue lentement avec le temps. Il est sensible à la présence des actinides mineurs après quelques centaines d'années. En leur absence, il faut toutefois attendre 10 000 ans pour qu'il devienne 10 fois inférieur à celui des colis actuels. Alors, après cette période, toute intrusion dans le stockage aurait un impact radiologique réduit.

Les E&R engagées devraient aboutir à un premier bilan fin 2009 en tenant compte des résultats des scénarios en cours d'étude.

Pour la Commission, l'impact de la séparation-transmutation sur le stockage est un point essentiel à évaluer en 2012 avec un dossier complet. Le dossier devrait comporter plusieurs bilans : bilan en radionucléides, en puissance thermique, en volumes d'entreposage et de stockage, bilan en inventaires de radiotoxicité, bilan radiologique des travailleurs et bilan économique notamment concernant le surcoût éventuel de la séparation-transmutation et les économies sur le stockage. Dans chaque cas, il conviendra de préciser les périodes de temps sur lesquels les bilans auront été établis et de veiller à la cohérence de l'ensemble. Enfin il est nécessaire d'avoir des bilans finaux correspondant à l'arrêt de la séparation-transmutation, même si cela correspond à une date lointaine, imposée par la nécessité d'avoir recours à la séparation-transmutation sur plus de 100 ans pour en tirer bénéfice.

La Commission recommande que les acteurs de la loi ne laissent pas se creuser un fossé entre les études de scénarios de séparation-transmutation conduisant à des évaluations chiffrées de production de déchets radioactifs et de flux de matières radioactives et les études permettant de dégager les avantages et les inconvénients que la séparation-transmutation entraînerait sur l'entreposage et le stockage.

3.2.3. Séparation-transmutation et disponibilité des outils pour les E&R

Les E&R en transmutation nécessitent d'avoir à disposition des réacteurs expérimentaux à neutrons thermiques et à neutrons rapides ; les premiers pour l'étude des phénomènes physiques liés à l'irradiation des matériaux (flux supérieurs à 10^{14} n/cm².s), les seconds pour les tests de transmutation (flux supérieurs à 10^{15} n/cm².s).

En Europe, les réacteurs à neutrons thermiques expérimentaux ont tous plus de 40 ans. Osiris sera arrêté avant 2015. Le réacteur Jules Horowitz (RJH) qui sera disponible en 2014,

possédera une composante à neutrons rapides importante mais dans de très faibles volumes permettant tout juste l'irradiation d'une ou quelques aiguilles. Il en est de même du réacteur EBR2 en fonctionnement à Mol (Belgique).

Phénix constitue l'outil de démonstration pour la filière RNR au sodium, mais il sera arrêté début 2009. Il ne restera en Europe que les réacteurs russes à neutrons rapides BOR-60, BN-600 (jusqu'en 2025) et BN-800 en construction. Au Japon, le réacteur Joyo est actuellement à l'arrêt et le fonctionnement de Monju pourrait reprendre en 2008 après plus de dix ans d'arrêt. La Chine construit le CEFR⁴⁰ dont le démarrage est prévu pour 2009. L'Inde dispose d'un réacteur rapide expérimental FBTR⁴¹ et construit le réacteur PBTR dont la mise en service pourrait avoir lieu en 2010.

La Commission souhaite alerter les pouvoirs publics d'un manque quasi-total de dispositifs d'irradiation avec des neutrons rapides d'ici à 2020, que ce soit en France ou à l'étranger. La Commission juge alarmant le manque actuel de sites d'expérimentation avec des RNR, alors que pour ce siècle cette filière est présentée en référence des nouvelles filières nucléaires durables, permettant la transmutation des actinides mineurs. Cette filière, pour laquelle la France ne dispose plus d'outils expérimentaux en vraie grandeur, est justement celle sur laquelle on travaille partout dans le monde, y compris en Chine et en Inde.

La démonstration de la faisabilité technique de la séparation-transmutation avec des RNR nécessite impérativement des démonstrations réalisées avec des actinides mineurs dans un calendrier tel que des premiers résultats significatifs soient disponibles vers 2012. Seules ces démonstrations permettront de franchir une étape décisive.

3.2.4. Voies de transmutation

Les E&R sur le prototype français de 2020 se situent dans la double perspective de la mise au point d'une filière recyclant le plutonium et l'uranium mais adaptée au recyclage des actinides mineurs. La transmutation est étudiée pour être mise en œuvre dans deux grandes familles de réacteurs : les RNR et les ADS.

L'annexe 10 développe des considérations sur la séparation-transmutation en RNR et ADS. Le nouveau concept de réacteur à sels fondus étudié dans le cadre de Pacen (CNRS) y est présenté.

La transmutation en RNR refroidi au sodium (RNR-Na) peut être réalisée en mode homogène, en diluant les actinides mineurs dans le combustible nucléaire, ou en mode hétérogène en transmutant les actinides mineurs dans les couvertures radiales d'un RNR-Na tout en conservant un cœur classique. Ce choix permet une gestion séparée du cœur du réacteur et des cibles de transmutation, tout en autorisant le retraitement commun des deux. Il introduit un élément de souplesse du point de vue du gain de régénération en plutonium et peut permettre d'optimiser la concentration en actinides mineurs des couvertures. Avec une teneur relativement élevée de l'ordre de 15 %, les performances de transmutation sont bonnes, mais ces couvertures seraient difficiles à manipuler puisqu'elles sont portées à une température élevée et constituent une source neutronique intense. Des expériences d'irradiation sont prévues par le CEA dans le réacteur russe BOR-60 et pourraient être suivies, vers 2015, d'irradiations dans le réacteur Joyo sous réserve qu'il soit opérationnel. Les caractéristiques du prototype RNR-Na de 2020 seront choisies en 2012.

⁴⁰ China Experimental Fast Reactor.

⁴¹ Fast Breeder Test Reactor.

Le réacteur RNR à caloporteur gaz (RNR-He) permettrait la transmutation en mode homogène avec un combustible deux fois plus chargé en actinides mineurs que dans le RNR à caloporteur sodium : 5 % contre 2 %. Les difficultés rencontrées sur le combustible sont telles que la transmutation dans ce type de réacteur n'est encore abordée qu'en termes généraux. Par exemple, la présence d'actinides mineurs se traduit par une quantité d'hélium libérée importante, imposant une contrainte supplémentaire au combustible. La construction d'un démonstrateur RNR-He d'une cinquantaine de MWth, ETDR⁴², pourrait être décidée en 2012 sur la base d'un rapport de faisabilité élaboré dans le cadre du forum Gen IV.

Les E&R sur les ADS sont actuellement conduites dans le cadre européen du programme Eurotrans qui devrait s'achever fin 2009 ; une proposition a été soumise dans le cadre du 7^{ème} PCRD pour poursuivre le travail sur 3 ans. Le caractère sous-critique du réacteur d'un système ADS permet d'envisager en théorie des charges importantes en actinides mineurs car l'arrêt du faisceau de l'accélérateur permet l'arrêt de la réaction en chaîne. Mais ce système est complexe et les incertitudes demeurent sur le combustible, les capacités de transmutation, et même la capacité de fonctionnement d'un ADS, son rendement et sa viabilité économique. Le sujet de l'intérêt de ce type de recherches est sensible, compte tenu des espoirs qu'il a suscités au début des années 90.

Compte tenu des échéances, la Commission souhaite que les études de transmutation en ADS soient poursuivies avec vigueur. La Commission prend acte que les conclusions qui devaient être tirées du programme Eurotrans ne le seront pas avant 2009.

3.3. MATERIAUX POUR RÉACTEURS

La transmutation par systèmes nucléaires de 4^{ème} génération pose des problèmes critiques de matériaux de structure pour réacteurs à neutrons rapides et ADS. Ils sont exposés en détail dans l'annexe 11.

La filière RNR à caloporteur sodium (RNR-Na) bénéficie de l'expérience acquise avec Phénix et Superphénix. Les problèmes de matériaux découlent de l'allongement de la durée de vie des réacteurs à la conception (60 ans), de l'augmentation des taux de combustion (200 GWj/t), des doses (jusqu'à 200 dpa) et des températures (jusqu'à 550 °C environ, voire 700 à 850 °C). Ceci implique des innovations significatives concernant l'utilisation de nouveaux matériaux, tant pour le cœur que pour la cuve et les circuits.

Pour la filière RNR à caloporteur gaz (RNR-He), les matériaux constituent une question critique. Les doses à considérer sont modérées mais les températures vont de 550 à 1 200 °C. Les principaux éléments concernés sont les gaines de combustible et l'échangeur de chaleur.

Pour la filière ADS, des problèmes spécifiques de matériaux sont posés par le module de spallation à cible au plomb, pour la fenêtre de l'accélérateur et pour le support inerte des actinides dans les cibles de transmutation.

⁴² Sigle européen pour REDT (réacteur d'études et de développements technologiques pour la filière de réacteur rapide à caloporteur gaz).

La Commission considère que les matériaux de structure constituent un élément-clé de faisabilité des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération. Les E&R nécessaires pour les définir, les tester, les optimiser, les produire et les mettre en œuvre à l'échelle industrielle sont considérables, difficiles et de longue durée. Une des conditions premières pour y parvenir est de pouvoir former et mobiliser, dans les délais voulus, un très important capital humain d'expertise. La Commission souhaite suivre de près l'évolution de la situation nationale dans ces domaines.

La Commission souligne que les E&R nécessaires demandent une compréhension approfondie des phénomènes, des développements technologiques, des expérimentations souvent lourdes et longues ; elles rendent impératives des modélisations à plusieurs niveaux, avec un souci d'industrialisation, de codification et de normalisation. En même temps, il s'agit le plus souvent de développements et de mises au point de longue durée, impliquant de nombreux partenaires, ceci dans un contexte assez contraignant d'échéances précises et de concurrence industrielle et commerciale. Cela demande une articulation poussée des différentes composantes de l'effort global dont la Commission n'a acquis pour le moment qu'une vision peu précise.

Au regard des échéances majeures (2012, 2020), la Commission demande à être informée de la planification des principales opérations, qui vont de la codification à la production de matériaux, au même titre que la préparation des démonstrations de transmutation.

À court et moyen termes, le RNR à caloporteur sodium occupe le devant de la scène. Les industriels concernés y consacrent leur effort principal de R&D. La Commission rappelle cependant qu'un effort soutenu et continu d'études et de recherches s'appuyant au mieux sur les possibilités de coopération internationale est indispensable pour étudier les possibilités de transmutation en RNR à caloporteur gaz et en ADS.

La Commission souligne particulièrement les points suivants, dont elle s'attachera à suivre la progression : capitalisation complète du retour d'expériences sur Phénix (y compris des situations en cas d'incident) et Superphénix ; planification de l'accès aux moyens d'irradiation ; développement de modèles atomiques et d'essais d'irradiation sous contraintes thermo-mécaniques ; prévision des moyens d'inspection en service.

3.4. CYCLE DU COMBUSTIBLE

Pour être transmutés, les actinides mineurs doivent être extraits soit du combustible usé, soit des matières précédemment irradiées à des fins de transmutation. Après cette séparation, il est nécessaire de réaliser la conversion des produits obtenus en composés pour la fabrication de cibles et de combustibles de transmutation. La mise en forme se fait généralement sous forme de pastilles de céramiques, introduites ensuite dans des gaines métalliques qui constituent les aiguilles des assemblages. Les E&R en séparation-conversion doivent conduire d'ici à 2012 à des procédés transférables en usines.

3.4.1. Séparation et conversion

Les E&R concernant ce domaine sont décrites en détail dans l'annexe 12.

Le CEA a un considérable retour d'expériences en modélisation des procédés d'ingénierie sur la matière radioactive, qui lui a permis, avec Areva, d'optimiser les usines de la Hague à partir d'installations de séparation à échelle réduite. Cette modélisation des procédés permet des

transpositions d'échelle. Elle sous-tend toutes les E&R qui sont conduites dans les installations d'Atalante sur les procédés hydrochimiques (Diamex-Sanex, Ganex ou autres) et pyrochimiques.

Les E&R sont conduites en considérant d'abord les combustibles usés actuels. Les E&R sur des matières ayant été irradiées à des fins de transmutation, visant un nécessaire multi-recyclage des actinides, se feront en continuité des précédentes et après 2012, voire jusqu'en 2020.

Les procédés Diamex-Sanex permettent la séparation des actinides mineurs après qu'a été effectuée la séparation de l'uranium et du plutonium par le procédé Purex. Deux possibilités existent pour les mettre en œuvre, en ligne de Purex. C'est pourquoi le programme du CEA, d'ici fin 2009, est établi pour en privilégier une, qui sera alors poussée vers une possible industrialisation. A partir des solutions de produits de fission de Purex, le CEA examine la possibilité de l'extraction de l'américium seul, compte tenu de l'intérêt discutable de transmuter le curium. C'est un aspect nouveau qui est abordé avec le retour d'expérience du CEA, obtenu en 2000, de la séparation de l'américium et du curium.

Le procédé Ganex développé par le CEA vise la séparation groupée des actinides, de l'uranium au curium, à partir d'une solution de dissolution du combustible usé, de telle façon que les proportions respectives des éléments puissent directement conduire à un combustible de transmutation des actinides mineurs en mode homogène dans les RNR. Une telle séparation est aussi envisagée par d'autres pays.

D'ici à 2012 le CEA s'est ainsi donné les objectifs suivants :

- consolider les procédés Diamex-Sanex notamment concernant les déchets secondaires, la synthèse de réactifs en quantité importante, la stabilité des réactifs à la radiolyse-hydrolyse, la régénération des solvants et la performance des appareillages, tout en simplifiant les enchaînements d'étapes d'opérations chimiques ;
- tester le procédé Ganex qui semble offrir des garanties pour satisfaire les contraintes de non-prolifération ; cette remarque est cependant à pondérer des difficultés de contrôle dans le cas où tous les actinides se retrouvent mélangés ;
- développer un procédé pour extraire seulement l'américium ;
- consolider les procédés de conversion des produits séparés pour préparer des cibles et combustibles particuliers ;
- se préparer à traiter des oxydes et d'autres composés, par exemple des carbures, pouvant être utilisés dans des combustibles et cibles de transmutation.

Le procédé Ganex pourrait être un procédé rationnel pour s'engager dans la transmutation en mode homogène en RNR-Na (dilution des actinides mineurs, à environ 2 %, dans le combustible). Toutefois l'extraction groupée des actinides conduit à une matière radioactive contenant du curium, difficile à manipuler dans les opérations de co-conversion consécutives aux opérations de séparation, puis de fabrication de cibles et combustibles de transmutation. Cela imposerait des contraintes sévères.

L'alternative pour la transmutation en mode homogène serait le procédé Diamex-Sanex, qu'il est de toute façon nécessaire de mettre en œuvre pour réaliser la transmutation en mode hétérogène dans les couvertures de cœur de RNR-Na chargées en actinides mineurs. Ce mode de transmutation semble prometteur et le CEA l'étudie (concept « couverture chargée en actinides mineurs » ou CCAM). Le procédé Diamex-Sanex apparaît ainsi plus souple que le procédé Ganex. Dans son principe, une partie du procédé Diamex-Sanex constitue d'ailleurs

une étape de Ganex. En tout état de cause, il apparaît de première priorité de conduire les études nécessaires à la mise au point du procédé Diamex-Sanex.

En liaison avec les procédés de séparation poussée, le CEA conduit depuis plusieurs années des E&R sur l'obtention d'oxydes mixtes d'actinides obtenus par co-précipitation de composés, suivie de traitements thermiques (co-conversion). Les céramiques d'oxydes mixtes d'actinides obtenues sont d'autant mieux adaptées à la réalisation d'un combustible de type Mox⁴³ que les éléments impliqués forment des solutions solides d'oxydes. C'est ce que permet la co-précipitation.

Par ailleurs la co-conversion simplifie la manipulation des poudres d'oxydes, toujours délicate et contaminante lors de la fabrication du combustible. Les E&R portent essentiellement sur la co-précipitation d'oxalates et leur transformation en oxydes. Le CEA et Areva ont une longue expérience à l'échelle industrielle de la précipitation de l'oxalate de plutonium tétravalent à partir d'une solution de nitrate de plutonium et de sa transformation en dioxyde de plutonium. Toutefois, les E&R sur la co-conversion des actinides sont au stade du laboratoire, au niveau de quelques grammes.

Le CEA conduit depuis longtemps des E&R sur la séparation des actinides en milieux chlorures ou fluorures fondus. Les nombreux résultats qu'il a acquis le conduisent à privilégier, dans le cadre de la loi de 2006, la récupération groupée des actinides et donc à viser le multi-recyclage en mode hétérogène de cibles très radioactives. Deux voies sont explorées, la première par électrolyse et la seconde par extraction réductrice dans l'aluminium fondu. La seconde voie est spécifiquement développée par le CEA.

L'essentiel des E&R vers des séparations avancées a eu lieu dans le projet intégré Europart⁴⁴ relayé par le projet Acsept (34 organismes ; 2008-2012). Acsept inclut des E&R en co-conversion. En parallèle, le CEA développe des coopérations bilatérales et tripartites avec le Japon et les USA.

La Commission considère que :

- les E&R en hydrochimie bénéficient d'acquis considérables et d'un très large retour d'expériences ;
- le CEA a développé dans le domaine de la séparation et de la co-conversion des actinides (uranium et plutonium seuls ou avec des actinides mineurs) des concepts solides. Les résultats des expériences prévues d'ici la fin de 2009 pourraient conduire, à cette date, à des options de développement des procédés Diamex-Sanex et Ganex susceptibles de les amener à maturité pour une industrialisation d'ici à 2012. Ces deux procédés permettent une flexibilité d'adaptation pour les choix de transmutation ;
- après 20 ans de recherches sur la séparation des actinides mineurs, beaucoup de systèmes ont été explorés et ceux qui semblent viables dans le contexte actuel du nucléaire sont connus. Des E&R sur de nouvelles voies de séparation ont peu de chance d'aboutir d'ici à 2012 à des concepts de procédés.

La Commission recommande donc de concentrer, d'ici à 2012, les efforts des E&R sur les procédés de séparation-conversion susceptibles d'industrialisation, même si celle-ci ne se profile qu'à échéance lointaine dans la stratégie de séparation-transmutation.

⁴³ Mixed OXide ; combustible nucléaire à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium.

⁴⁴ EUROpean Research Programme for the PARTitioning of Minor Actinides.

La Commission considère également que les E&R en pyrochimie, plus prospectives que les E&R en hydrochimie, sont particulièrement adaptées au traitement de combustibles très chargés en actinides mineurs pour leur recyclage en ADS. Toutefois, elles ne sauraient conduire à un procédé industrialisable en 2012.

La Commission constate que :

- les moyens disponibles dans Atalante tant en séparation qu'en co-conversion seront accrus. Atalante reste un outil très important, très performant et enviable pour conduire les E&R en séparation-conversion jusqu'à un stade avancé. Toutefois Atalante ne peut fournir des composés qu'en quantité suffisante pour réaliser quelques aiguilles expérimentales tests, mais insuffisante pour disposer d'un assemblage ;
- les recherches programmées par le CEA sur les procédés de séparation et de co-conversion des actinides mineurs coïncident avec celles qui sont soutenues dans le 7^{ème} PCRD Euratom dans une perspective de démonstration à un niveau pilote.

La Commission constate également que, selon Areva, la modélisation des procédés et le retour d'expérience des usines de la Hague devraient permettre la conception d'une nouvelle usine de séparation poussée, par extrapolation des installations de génie chimique d'Atalante. Avec un tel point de vue, s'il était avéré, seule serait nécessaire la conception d'un micro-pilote pour la co-conversion et la fabrication de cibles et de combustibles chargés en actinides mineurs. On ferait ainsi l'économie d'un pilote de séparation poussée. Le micro-pilote de co-conversion serait construit dans le cadre d'une collaboration dont les contours restent à tracer et les échéances à préciser.

La Commission recommande que les moyens technologiques pour une mise en œuvre industrielle de la séparation-conversion et de la fabrication des cibles et combustibles de transmutation soient convenablement évalués dès maintenant.

3.4.2. Cibles et combustibles pour la transmutation en RNR

L'annexe 13 traite en détail des E&R dans ce domaine.

De très nombreuses E&R ont été conduites pour sélectionner les matériaux non métalliques susceptibles d'entrer dans la fabrication des cibles et des combustibles de transmutation. Depuis 2006, des nouveaux résultats ont été apportés par certaines expériences d'irradiation en réacteurs, principalement dans Phénix. Toutefois, la plupart des expériences sont en cours.

Pour alimenter le cœur du RNR refroidi au sodium, prototype de 2020, un pilote de fabrication du combustible Mox sera construit à la Hague. Un nouveau procédé de production de Mox est à l'étude à partir de solutions solides uranium-plutonium. Le programme, pour tester ce Mox, consistera à irradier deux aiguilles expérimentales dans Phénix, avec une teneur en plutonium de quelques pour cent (expérience Copix), pour vérifier que ce Mox a au moins les mêmes performances que celui préparé par le procédé industriel classique. Ensuite, des aiguilles prototype seront irradiées d'ici 2012 dans le réacteur Joyo, puis dans une zone « rapide » du réacteur RJH vers 2014. Enfin, un assemblage complet pourra être irradié dans le réacteur Monju, sous réserve de sa disponibilité.

D'autres composés que les oxydes d'uranium et de plutonium seraient *a priori* bien meilleurs pour faire du combustible de RNR. Des alternatives à la voie oxyde sont explorées avec les carbures, les nitrures et les alliages métalliques. Ces développements intéressent d'autres domaines que le combustible des RNR-Na, en particulier le combustible pour le RNR à caloporteur gaz (RNR-He). Le composé envisagé pour celui-ci est la céramique massive de carbure mixte d'uranium et de plutonium dont la synthèse et la mise en forme à partir des oxydes sont en cours d'optimisation au CEA.

Dans l'optique d'une transmutation en RNR-He, l'incorporation des actinides mineurs dans de tels composés est pour l'instant au stade d'expériences de laboratoire. Jusqu'en 2012, un important programme portera sur tous ces aspects technologiques, en association avec des irradiations dans plusieurs réacteurs. Une large collaboration se met en place sur le cycle associé au RNR-He ; l'horizon est au-delà de 2020.

Les irradiations de composés pour tester les possibilités de transmutation en mode homogène dans des RNR-Na (actinides mineurs en concentration massique dans le Mox inférieure à 2 %) ont montré qu'à un taux de combustion de 96 GWj/t, le comportement des pastilles reste sensiblement celui d'un Mox RNR de même puissance linéique. Elles ne suffisent toutefois pas pour conclure à la bonne tenue d'un combustible de transmutation auquel on demanderait un taux de combustion quasiment double.

Le programme *Gacid (Global Actinide Cycle International Demonstration)* lancé en 2007 par le CEA, en partenariat avec les USA et le Japon vise à y répondre. Des irradiations d'aiguilles sont prévues dans Joyo en 2010 puis dans Monju en 2015. Un assemblage contenant environ 1,5 kg d'actinides mineurs répartis de façon homogène sera ensuite testé, soit dans un RNR-Na prototype vers 2020, soit dans Monju. Pour préparer cet assemblage, il faudra disposer d'un micro-pilote prévu à la Hague, qui sera défini en regard d'une éventuelle manipulation du curium. Les résultats significatifs sont attendus vers 2025.

Les E&R pour tester des composés et composites pour transmutation en mode hétérogène en RNR-Na se poursuivent. Les E&R concernant le concept prometteur CCAM (oxyde d'uranium à 15 % en actinides mineurs) ont démarré ; actuellement peu d'expériences renseignent sur la tenue d'un tel oxyde riche en actinides mineurs, dans lequel, pendant et après irradiation neutronique, se dégage beaucoup d'hélium.

Un programme expérimental d'irradiation d'oxyde d'uranium fortement chargé en américium (voire en curium), sous neutrons thermiques et rapides, sera lancé dans Osiris et dans le réacteur à haut flux (HFR) de Petten, en 2011. Un prolongement éventuel est prévu dans Joyo en 2015. Le programme CCAM est en cours de finalisation, mais dès 2009 le projet Tribor dans le réacteur russe Bor 60 vise à tester le comportement d'oxydes mixtes d'uranium-américium (à 10 et 40 % en américium) avec et sans curium.

Enfin, les E&R nécessaires à la mise au point d'un combustible pour un ADS sont conduites dans le programme Eurotrans. Elles portent sur des composés contenant 15 à 30 % de plutonium et 15 à 30 % d'actinides mineurs. Il s'agit de montrer la possibilité de fabriquer et de retraiter de tels combustibles et de tester leurs performances. Les contraintes imposées par un combustible comportant autant de matière fissile sont nombreuses, tant à la fabrication qu'après irradiation, car les phénomènes liés à la fission et la production d'hélium provoquent des dégâts importants. De nombreuses irradiations sont en cours ou programmées, dont certaines seront suivies d'examen post irradiation d'ici à 2012.

La Commission considère que :

- les E&R sur le combustible Mox pour le RNR-Na, prototype de 2020, ont raisonnablement progressé. En 2012, la mise au point du procédé d'obtention d'oxyde mixte uranium-plutonium par co-conversion devrait être suffisamment avancée pour permettre de choisir entre ce procédé et le procédé traditionnel de préparation du Mox pour RNR. La fabrication de combustible Mox pour le prototype RNR-Na dans de nouvelles installations ne pose pas de problèmes fondamentaux importants sinon de faire aboutir les nécessaires développements technologiques avant 2020 ;
- un important effort sur le combustible carbure mixte d'uranium et de plutonium pour un RNR-He est entrepris dans un cadre international. En 2012, les résultats obtenus devraient permettre d'orienter la poursuite des E&R. En revanche, la mise au point de la céramique carbure envisagée pour le combustible du RNR-He implique encore de nombreuses E&R ;
- les résultats acquis sur les divers matériaux envisagés pour constituer des combustibles ou des cibles de transmutation confortent ceux qui l'étaient en 2006. Un bilan général quantitatif des modifications observées sur les divers matériaux irradiés commence à émerger. Il montre, en fonction de la température et de la composition chimique, les parts respectives des dégâts causés par les neutrons, les produits de fission et le rayonnement α . Ce bilan autorise des choix ;
- concernant la transmutation en mode homogène dans le combustible Mox des RNR-Na, des résultats significatifs du programme Gacid ne sont attendus que vers 2025, puisque les expériences probantes d'irradiation ne débuteront qu'après 2009 dans les RNR japonais Joyo et Monju, en fonction de leur disponibilité. En 2009, les résultats qui permettront de sélectionner les oxydes à irradier seront connus ;
- concernant la transmutation en mode hétérogène avec des cibles en cœur de RNR-Na (jusqu'à 20 % en actinides mineurs), les E&R ont été nombreuses. D'ici à 2012, les expériences en cours apporteront de nouveaux résultats. Des choix pourront être éclairés pour développer éventuellement des cibles CerCer (composé d'actinides mineurs et d'un oxyde réfractaire) ou CerMet (composé d'actinides mineurs et d'un métal réfractaire). Pour les combustibles à support uranium en couverture de cœur de RNR-Na (10 à 40 % en actinides mineurs), les E&R du programme CCAM auront donné quelques résultats en 2012. Des choix pourront alors être faits pour développer des combustibles aux bonnes performances de transmutation et pouvant être retraités, pour multi-recyclage avec les combustibles du cœur des RNR-Na ;
- concernant la transmutation dans les combustibles pour ADS (en double strate), les E&R ne conduiront à des résultats significatifs qu'après 2012. Il est à craindre que l'avenir des E&R, lié à celui du programme Eurotrans, ne soit tranché avant que ces résultats ne soient acquis ;
- très peu de résultats ont été acquis sur les céramiques comportant du curium, en raison des difficultés expérimentales. Les résultats des E&R projetées sur cet élément sont à échéance très lointaine.

En conclusion, la Commission constate que les E&R se déroulent à un rythme satisfaisant ; elle rappelle cependant que la préparation des échantillons tests, leur irradiation et les examens post-irradiation demandent des années et que le CEA n'aboutira à des conclusions décisives qu'après une décennie, si des moyens d'irradiation dans des RNR sont disponibles.

Chapitre 4

PANORAMA INTERNATIONAL

Conduites dans différents pays étrangers, les études et recherches (E&R) sur le stockage géologique profond du combustible usé ou des déchets de retraitement se poursuivent. Excepté la demande du DOE⁴⁵ d'une licence de construction pour le site de stockage de Yucca Mountain, il n'y a pas eu d'événement particulièrement marquant au cours des années 2007-2008. La situation décrite dans le premier rapport de la Commission reste d'actualité (cf. rapport n° 1 ; CNE2 ; 2007).

Bien que les approches nationales pour implanter un stockage soient différentes, et au-delà des échanges informels, les E&R font l'objet de nombreuses coopérations internationales. L'Andra est partie prenante de nombre d'entre elles. Elle est même devenue le leader de programmes européens et le partenaire privilégié d'agences homologues d'autres pays nucléaires. Cette évolution est liée à deux facteurs. D'une part, le laboratoire de Meuse/Haute-Marne est ouvert à l'international, d'autre part le programme français d'E&R conduit par l'Andra est soutenu par les moyens institutionnels que la loi de 2006 a mis en place, avec une perspective concrète pour ouvrir un stockage en 2025.

Les principales E&R développées dans le cadre européen et international en matière de stockage sont présentées dans les paragraphes suivants, centrées sur le stockage géologique, les sciences humaines, et la séparation-transmutation.

4.1. STOCKAGE GÉOLOGIQUE

En Europe, les principales recherches concernant le stockage géologique sont effectuées en Belgique (Mol, GIE Euridice), en Finlande (Olkiluoto, Posiva Oy), en France (site de Meuse/Haute-Marne, Andra), en Suède (Äspö, SKB) et en Suisse (sites du Mont Terri et de Grimsel, Nagra). En fonction des caractéristiques géologiques locales, les E&R de la roche-hôte sont centrées sur l'argile, le granite ou le sel. Le choix finlandais et suédois est le granite. En Belgique, France et Suisse, la roche-hôte privilégiée est l'argile. L'Allemagne a opté pour le stockage en dôme de sel, mais ce choix est politiquement contesté. L'Espagne a examiné les trois options, mais se concentre actuellement sur l'entreposage à long terme.

Au Japon, il est envisagé d'utiliser le granite ou des roches sédimentaires, tandis que les Etats-Unis ont choisi le tuf⁴⁶ d'origine volcanique.

4.1.1. Zone excavée endommagée et effets mécaniques différés

Les études sur les propriétés mécaniques de l'argile sont poursuivies au Mont Terri et à Mol. La plasticité de l'argile à Mol est plus élevée que celle du Mont Terri ou du site de Meuse/Haute-Marne ; elle permet l'étude des phénomènes de scellement pendant des laps de temps plus courts. *A contrario*, il est plus aisé d'étudier la fracturation de l'argile dans des formations plus dures telles que celles du Mont Terri et du site de Meuse/Haute-Marne.

⁴⁵ Department of Energy ; Etats-Unis.

⁴⁶ Roche de porosité élevée et de faible densité.

La zone endommagée par excavation (EDZ) a été étudiée de manière approfondie durant le creusement d'une galerie de connexion dans le laboratoire souterrain d'Hades (Mol en Belgique). A l'extrémité d'une galerie déjà creusée, un grand nombre de forages, instrumentés dans l'argile non perturbée, ont permis d'obtenir des données sur la perturbation induite par l'excavation approchante, jusqu'au moment où les deux galeries se sont rejointes. Des recherches similaires sont effectuées au Mont Terri (argile) ainsi qu'en Suède, en Finlande et au Canada (granite). L'EDZ pouvant fournir des chemins de migration en cas de relâchement de radionucléides, le rôle du remplissage des galeries est essentiel pour réduire les effets à long terme de l'EDZ.

Le programme Selfrac⁴⁷ du 5^e programme cadre européen (5^{ème} PCRD) avait pour but de caractériser l'EDZ et son évolution dans le temps. Le principal objectif était de comprendre et de quantifier les processus de l'EDZ et d'évaluer leur impact sur la performance des sites géologiques de stockage de déchets radioactifs. Deux formations géologiques potentielles pour le stockage en profondeur de déchets radioactifs ont été étudiées : l'argile Opalinus du Mont Terri (Suisse) et l'argile de Boom (laboratoire souterrain d'Hades). Dans ce même cadre, le programme Clipex⁴⁸ portait sur la réaction hydromécanique de l'argile lors de l'excavation d'une nouvelle galerie.

Sur la période 2006-2010, le projet en cours Timodaz⁴⁹ vise à étudier l'impact thermique sur la zone perturbée autour de l'argile-hôte d'un entreposage de déchets radioactifs.

4.1.2. Désaturation

La ventilation au cours de la phase opérationnelle d'un stockage peut provoquer une désaturation de l'argile-hôte qui, à son tour, aura une influence sur les propriétés hydromécaniques du stockage ; elle peut donner lieu à de longues périodes de désaturation pour des remplissages à base de bentonite. Les études réalisées dans l'argile plastique de Boom ont démontré la faible importance du phénomène de désaturation, alors que des études dans de l'argile durcie ont révélé une désaturation éventuelle à proximité de la paroi de la galerie.

Le projet VE⁵⁰ est un essai de ventilation effectué dans le laboratoire du Mont Terri.

4.1.3. Scellements

Des études du scellement, essentiellement au moyen de mélanges d'argiles gonflantes à base de bentonite, ont été ou sont effectuées dans divers laboratoires souterrains. Ces études portent, entre autres, sur l'hydrologie, l'expansion et la migration à travers le scellement.

Le projet européen RESEAL à Mol (1996-2005) a permis l'étude du scellement d'un trou de forage du puits expérimental du laboratoire souterrain Hades.

⁴⁷ Experiments on fracturing, self-healing and self-sealing processes in clays.

⁴⁸ CLay Instrumentation Programme for the EXTension of an underground research laboratory.

⁴⁹ Thermal Impact on the Damaged Zone Around a Radioactive Waste Disposal in Clay Host Rocks ; 14 partenaires, 8 pays ; 7^{ème} PCRD.

⁵⁰ Ventilation Experiment ; évaluer l'altération des conditions hydro-mécaniques de l'argile Opalinus du Mont Terri, induite par la ventilation, son amplitude et son extension.

4.1.4. Gaz

En raison du très faible transport de gaz par diffusion et convection, la formation de gaz donne aisément lieu à une apparition locale de pression à l'origine de fracturations et d'une modification de l'hydrologie de l'environnement du stockage. Ce mécanisme pourrait procurer des voies de relâchement de radionucléides.

Dans l'argile plastique de Boom (expérience MeGAS), ces voies se referment rapidement dès que la pression du gaz a disparu. Ceci n'est cependant pas le cas dans les argiles dures telles que l'argile Opalinus au Mont Terri (expériences HG-A et HG-C). Dans le granite, les études sont centrées surtout sur la barrière de bentonite ; cette recherche est effectuée dans le cadre de l'expérience Lasgit⁵¹ à Äspö (Suède).

4.1.5. Ingénierie

Les techniques d'excavation dans le granite et dans l'argilite au Mont Terri sont basées sur des techniques standard de creusement telles que la technique "drill and blast" ou l'utilisation de machines à têtes rotatives excavatrices. Au fil du temps, les techniques appliquées pour l'argile plastique ont évolué depuis une approche manuelle dans l'argile congelée jusqu'au creusement dans l'argile non congelée, par des techniques mécaniques similaires à celles utilisées pour le métro de Londres (par exemple). La faisabilité de l'excavation industrielle dans l'argile à grande profondeur, associée à la technique des voussoirs (*wedge block lining*), a été démontrée à Mol.

L'objectif du programme Esdred⁵² est de démontrer la faisabilité technique, à l'échelle industrielle, des activités menées pour construire, exploiter et fermer un site géologique profond de stockage, et en même temps répondre aux exigences de sûreté à long terme.

4.1.6. Barrière géologique

Le programme NF-PRO du 6^{ème} PCRD (2004-2007, 40 partenaires, 10 pays) a permis d'étudier les processus-clés influençant la performance de la barrière constituée par l'environnement immédiat des sites géologiques.

Des études de corrosion à long terme sont effectuées à Mol dans le cadre du projet Coralus⁵³ ; ce projet permet de prendre en compte les effets combinés *in situ* de la température élevée et des rayons γ à l'interface verre/argile.

Le programme Micado⁵⁴ du 6^{ème} PCRD vise à évaluer les incertitudes dans la modélisation des mécanismes de dissolution du combustible nucléaire usé dans un site de stockage.

⁵¹ Large scale gas injection test.

⁵² Engineering Studies and Demonstration of REpository Designs ; 2004-2009, 13 partenaires, 9 pays.

⁵³ CORrosion of Active gLass in Underground Storage conditions.

⁵⁴ Model uncertainty for the mechanism of dissolution of spent fuel in a nuclear waste repository ; 2006-2009, 18 partenaires, 6 pays.

4.1.7. Diffusion/Migration

Des mesures de diffusion et l'évaluation des contributions respectives de la diffusion, de la sorption et de l'advection dans l'argile, sont effectuées à Mol et au Mont Terri. Bien que les caractéristiques de la roche soient assez différentes, les résultats des différents laboratoires affichent un important degré de cohérence. La diffusion n'est quasiment pas influencée par les gradients de pression d'eau ; les coefficients de diffusion des radionucléides représentatifs, dans les différents environnements argileux, sont extrêmement faibles. Les principaux processus de détermination du transport sont les mêmes dans les différents milieux (exclusion d'anions, échange d'ions, complexation de surface).

Les principaux objectifs du programme européen FunMig⁵⁵ sont la compréhension fondamentale des processus de migration des radionucléides dans la géosphère et l'évaluation des performances de sûreté.

4.1.8. Microbiologie

La présence d'oxygène dissous, de nitrates ou de sulfates peut induire une certaine forme d'activité biologique dont l'origine peut être endogène ou exogène. Des matériaux organiques tels que les bitumes peuvent aussi induire une activité microbienne. Cette activité peut avoir une influence sur la corrosion des conteneurs et d'autres structures. Ces mécanismes ont été étudiés à Äspö, à Mol, au Mont Terri, ainsi qu'au Canada et aux Etats-Unis.

4.1.9. Autres aspects

Dans la période 2003 à 2005, le projet Sapierr⁵⁶ a été consacré à des études-pilotes sur la faisabilité et les modalités d'installations de stockage régionales partagées, à l'usage des pays européens. L'objectif de la 2^{ème} phase du programme, Sapierr II (2006-2008, 8 partenaires, 8 pays) a été de développer des stratégies de mise en œuvre éventuelle ainsi que des structures organisationnelles. Les pays participant sont la Slovénie (Arao), la Suisse (Arius), les Pays-Bas (Covra), la Slovaquie (Decom), l'Italie (ENEA), l'Espagne (Enviros), la Lituanie (Rata) et le Royaume-Uni (Sam). D'autres organisations issues de Croatie, de Roumanie, d'Autriche, de Tchéquie, de Hongrie, d'Espagne et de Serbie se sont également rapprochées du projet. Les Pays-Bas (Covra) en assurent la coordination avec l'appui technique de la Suisse.

Le programme Theresa (2007-2009, 16 partenaires, 7 pays) vise à développer une méthodologie d'évaluation des capacités des modèles mathématiques et des codes, utilisés pour l'évaluation des performances d'un stockage. En particulier, ces modèles et codes sont utilisés pour la conception, la construction, le fonctionnement, l'analyse de performance et de sûreté, ainsi que le suivi après la fermeture de sites géologiques d'enfouissement de déchets nucléaires. Cette méthodologie s'appuie sur une représentation microscopique des mécanismes et des processus thermo-hydro-mécaniques et chimiques dans les systèmes et les matériaux géologiques.

⁵⁵ Fundamental processes of radionuclide migration ; 2005-2008 ; 51 partenaires et 15 pays ; 6^{ème} PCRD.

⁵⁶ Support Action: Pilot Initiative on European Regional Repositories ; 2006-2008, 8 partenaires, 8 pays.

4.2. SCIENCES HUMAINES

Le programme Argona⁵⁷ du 6^{ème} PCRD (2006-2009, 13 partenaires, 7 pays) examine de quelle manière les approches de transparence et de concertation sont en rapport l'une avec l'autre. Il évalue également comment de telles approches s'articulent au système politique qui, en dernier ressort, prendra les décisions, par exemple celle de l'enfouissement final des déchets nucléaires. Le projet examine également le rôle des médiateurs dans leur effort pour associer le public à la question des déchets nucléaires.

Le programme CIP du 6^{ème} PCRD (usuellement appelé projet COWAM) (2007-2009, 11 partenaires, 6 pays) a pour principal objectif de contribuer au développement de la gestion des déchets radioactifs en Europe. Un groupe national traite les processus suivant lesquels les groupes d'intérêt sont associés aux prises de décisions concernant la gestion des déchets radioactifs en France, en Roumanie, en Slovénie, en Espagne et au Royaume-Uni.

Le programme Obra du 6^{ème} PCRD (2006-2008, 10 partenaires, 7 pays) vise à mettre en place des mécanismes par lesquels les groupes d'intérêt pourront avoir accès aux connaissances générées par les programmes européens de recherche, tant dans le domaine des sciences que dans celui des sciences sociales.

4.3. SÉPARATION ET TRANSMUTATION

4.3.1. Réacteurs

La plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable⁵⁸ (SNE-TP) propose une vision pour le développement des technologies de l'énergie de fission nucléaire à court, moyen et long termes, ainsi que des propositions pour le développement et la mise en place de technologies nucléaires potentiellement durables, y compris la gestion de toutes les sortes de déchets.

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

Pour ce qui concerne la minimalisation des déchets, il convient de considérer les systèmes critiques et sous-critiques, en fonction des options de combustion choisies : centralisée (ADS) ou distribuée (critique).

⁵⁷ Arenas for Risk Governance.

⁵⁸ The European Technology Platform on Sustainable Nuclear Energy.

Le réacteur Jules Horowitz (RJH) est prévu pour répondre à de nombreux besoins futurs de recherche dans le domaine des réacteurs thermiques. Un dispositif expérimental à neutrons rapides tel que Myrrha/XT-ADS faisant partie du programme Eurotrans⁵⁹ devrait répondre pour 2020 aux besoins d'essai de matériaux et de combustible pour réacteurs rapides, et pourrait contribuer à la démonstration de la technologie du plomb.

4.3.2. Cycles du combustible

L'impact de systèmes avancés de séparation et de transmutation, dans le but d'alléger la charge qui pèse sur l'enfouissement géologique, a été étudié dans le cadre du programme Red-Impact⁶⁰. Le réseau européen ADOPT a coordonné les activités de R&D du 5^{ème} PCRD ainsi que des activités dans le domaine du développement d'ADS, de la séparation et de la transmutation.

Le programme Europart⁶¹ a porté sur l'étude de diverses techniques de séparation hydrochimique des actinides mineurs.

L'objectif du programme européen en cours, Pateros⁶² est maintenant d'établir un plan pour la mise en place des dispositifs d'essai et d'une usine-pilote nécessaires à l'industrialisation du cycle avancé du combustible.

Enfin, la majeure partie de la recherche européenne sur la séparation pyrochimique est effectuée au centre de recherches Itu de Karlsruhe. Au Japon, le JAEA et Criepi disposent également d'un important programme dans ce domaine. Aux Etats-Unis, le pyro-retraitement, principalement des combustibles métalliques, est surtout étudié à ANL⁶³ (Argonne) et à INL⁶⁴ (Idaho).

En conclusion, si la situation décrite dans le premier rapport de la Commission reste d'actualité, il convient cependant de noter, dans le contexte actuel de relance du nucléaire partout dans le monde, qu'une importance nouvelle devra être accordée à la qualité des partenariats, à leur évolution et à la concurrence entre les équipes françaises et étrangères.

⁵⁹ European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System ; 6^{ème} PCRD (2005-2009, 29 partenaires, 11 pays).

⁶⁰ Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Waste Disposal ; 6^{ème} PCRD ; (2004-2007, 22 partenaires, 10 pays).

⁶¹ EUROpean Research Programme for the PARTitioning of Minor Actinides ; PCRD (2004-2006, 24 partenaires, 11 pays).

⁶² Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear energy.

⁶³ Argonne National Laboratory.

⁶⁴ Idaho National Laboratory.

Annexe I

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION AU 30 JUIN 2008

Bernard TISSOT - Directeur Général honoraire de l'Institut Français du Pétrole - Membre de l'Académie des Sciences – Membre de l'Académie des Technologies - Président de la Commission Nationale d'Evaluation.

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

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

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

Jean-Claude DUPLESSY - Directeur de Recherche au CNRS.

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

A1

Philippe D'IRIBARNE - Directeur de recherche au CNRS.

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

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

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

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

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

Annexe II

AUDITIONS DE L'ANDRA, DU CEA ET DU CNRS :

- 4 octobre 2007 :** Andra : Programme de simulation– Programme ingénierie.
- 25 octobre 2007 :** CEA : Recherches en séparation.
- 14 novembre 2008 :** Andra : Programme scientifique – Programme observation-surveillance.
- 12 décembre 2007 :** CEA : Etudes de scénarios – concepts de cycle – Évaluation des apports de la ST.
- 13 décembre 2007 :** CEA : Matériaux pour le prototype 2020 et les réacteurs de 4^{ème} génération.
- 16 janvier 2008 :** Andra : Programme colis et entreposage – Projet radifères-graphites.
- 17 janvier 2008 :** CEA : Combustibles, cibles et programmes d'irradiations.
- 6 février 2008 :** Andra : Réversibilité – Panorama International – Programmes information et consultation (PIC).
- 7 février 2008 :** CEA : Verres et combustibles usés : comportement à long terme (CLT).
- 9 avril 2008 – Matin :** CEA : Conditionnement des déchets MA.
- 9 avril 2008 – Après-midi :** Programmes du CNRS relatifs aux déchets nucléaires.
- 10 avril 2008 :** Andra : Premiers résultats des programmes.

A2

VISITES DE LA CNE :

- 11–12 octobre 2007 :** Visite du laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne.
- 17 avril 2008 :** Visite de l'espace de présentation Andra à Limay (Yvelines).

Annexe III

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

Andra

- Expression du besoin relative au développement de la base de données thermodynamiques ThermoChimie – C.NT.ASTR.06-003 – 23/01/2006.
- Programme de reconnaissance depuis la surface – 2007 – 2014 – Projet HAVL site Meuse/Haute-Marne – D.RP.ADPE.06-0254 - 27/04/2006.
- Le programme de simulations du projet HAVL – C.NT.ASIT.06-0006 – 06/2006.
- Objectifs du programme d'expérimentations et d'essais de démonstration dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne – Projet HAVL – C.RP.AHVL.06.0018 – 04/07/2006.
- Programme d'études d'ingénierie et d'essais technologues du projet HAVL – C.NT.ASTE.06.0170 – 09/2006.
- Programme d'Observation et Surveillance de l'Environnement de Surface et des Installations – Projet HAVL – Référencé C.PE.AHVL.07.001A – 01/09/2006.
- Groupement de laboratoires « Transfert » - Programme de R & D 2007-2010 – 02/2007.
- Groupement de laboratoires « Evolution des structures Cimentaires » - Programme de R&D 2007/2012 – C.PE.ASCM.07.0002 – 02/2007.
- Description de l'activité transverse réversibilité – Projet HAVL (C.PE.AHVL.07.0007 A) – 15/02/2007.
- Groupement de laboratoires « Géomécanique » - Programme de R&D 2007-2010 – C.PE.ASMG.07.0012 – 16/04/2007.
- Groupement de laboratoires « Verres/Fer/Argile » - Programme de R&D – C.PE.ASCM.07.0003 – 05/2007.
- Groupement de laboratoires « Transfert de gaz » - Programme de R&D – C.PE.ASCM.07-0001 – 05/2007.
- Programme d'entreposage du projet HAVL – Référencé C.PED.AHVL.07.0022A – 07/2007.
- Programme d'Information et de consultation – Projet HAVL – La démarche proposée par l'Andra – Référencée COM.PE.ACOC.07.0011A – 24/09/2007.
- Liste des sigles des expérimentations pour la période 2006-2012 - 10/2007.
- Programme de gestion, surveillance et transport des colis – Projets HAVL – Référencé C.PE.AHVL.070006A - 12/2007.
- Synthèse sur la gestion des déchets radioactifs à l'étranger – Référencé INT.RP.ADAI.07.0039A – 18/12/2007.

- Projet de stockage de déchets radifères et graphites – Plan de développement – Référencé F.PDD.APRG.07.0012A – 21/12/2007.
- Colloques et publications concernant la notion de réversibilité - C.LI.AHVL.08.0012 A – 13/03/2008.
- Les démonstrateurs technologiques – Recherches et études sur le stockage et l'entreposage des déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue – 04/2008.
- Spécifications relatives aux colis de déchets MAVL et HA - C.NT.AHVL.08.0019 A – 04/2008.
- Rapport d'avancement des projets HAVL & FAVL - Z.NSY.ADSD.08.007 A – 18/04/2008.

CEA

- Document technique DMN/SEMI/LCMI/PU/2006-016/A – « *A Creep Model for CWSR Zircaloy 4 Cladding taking into account the Annealing of the Irradiation Hardening* » – C. Cappelaere, R. Limon, C. Duguay, P. Bouffioux, V. Chabretou – juillet 2006.
- La lettre de l'I-tésé – Numéro 1 – juin 2007.
- La lettre de l'I-tésé – Numéro 2 – novembre 2007.
- La lettre de l'I-tésé – Numéro 3 – mars 2008.
- Note DEN/DEC/SA3C - « *Development status of irradiation devices for the Jules Horowitz Reactor* » - G. Gonnier, D. Parrat, S. Gaillot, J.P. Chauvin, F. Serre, G. Laffont, A. Guignon, P. Roux – 3 février 2008.
- Note - « *The JRH project a new material testing reactor of European interest* » – 3 février 2008.
- Note SESC/DIR 08-003 (DO) – Programme d'irradiations expérimentales pour les systèmes du futur et la transmutation des actinides mineurs – mars 2008.

A4

CNRS

- Bilan scientifique 2002-2007 du GdR MOMAS – G. Allaire, A. Ern et M. Kern – 7/07/07.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

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

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

Rapport d'évaluation n° 2

Annexes scientifiques & techniques

Tome 2

Juin 2008

S O M M A I R E

Annexe 1 –	Déchets MAVL	1
Annexe 2 –	L'entreposage	5
Annexe 3 –	Programme Precci II.....	7
Annexe 4 –	Programme Vestale II.....	9
Annexe 5 –	Observation & surveillance de l'environnement de surface et des installations du projet HAVL.....	13
Annexe 6 –	Étude de la zone de transposition et choix de la Zira	17
Annexe 7 –	Problématique du stockage des déchets FAVL dits « radifères » et « graphites »	19
Annexe 8 –	Échéances et orientations des E&R en séparation-transmutation	27
Annexe 9 –	Scénarios de transmutation et transition entre parcs électronucléaires	37
Annexe 10 –	Considérations sur la séparation-transmutation en RNR et ADS.....	43
Annexe 11–	Matériaux pour la transmutation par systèmes nucléaires de 4 ^{ème} génération.....	49
Annexe 12 –	Séparation et conversion	55
Annexe 13 –	Cibles combustibles pour la transmutation en RNR	63
Annexe 14 –	Comptes rendus des congrès internationaux	71

Annexe 1

DÉCHETS MAVL

1. LE CEA PRODUCTEUR DE DÉCHETS MAVL

La gestion des colis de déchets TFA et FAVC devant aller, soit au CSTFA (Morvilliers), soit au CSA (Soulaines) ne pose pas de problème. Le CEA produit des déchets MAVL sur les centres de Fontenay-aux-Roses, Saclay, Grenoble, Marcoule et Cadarache, issus de laboratoires et d'INB. Il a hérité de déchets anciens, conditionnés ou non, tous entreposés sur ces sites (entrepôts de colis, puits, tranchées, fosses). Les installations de traitement et de conditionnement des déchets actuels ou de reprise des déchets anciens existent sur ces sites, de même que la majorité des installations d'entreposage d'exploitation ou d'entreposage d'attente pour les colis relevant d'un stockage (Cedra, EIP¹). Quelques installations supplémentaires seront construites (Diadem). La grande majorité (99 %) des colis de déchets produits ou à produire, dont l'inventaire est connu ou prévisible, ont et auront une filière industrielle d'élimination bien identifiée. Il reste cependant à régler le sort de certains colis bitumés quant à la filière à suivre. En 2030, tous les déchets seront conditionnés. En dépit de la grande variété de colis MAVL, le CEA assure correctement la gestion de ses colis de déchets. Le CEA poursuit pour son propre compte des E&R en conditionnement et caractérisation pour rationaliser et améliorer les pratiques actuelles et tester de nouveaux modes de conditionnement. Certaines de ces E&R s'inscrivent dans celles conduites par l'ensemble des producteurs de déchets.

Le CEA a un plan d'assainissement et de démantèlement d'installations sur 15 ans à un niveau III de l'AIEA, qui ne va pas toutefois jusqu'à la destruction des bâtiments et donc l'assainissement des sous-sols si nécessaire. Toutefois les programmes sont soumis à des contraintes qui peuvent influencer les calendriers. Les familles d'installations sont des réacteurs expérimentaux (piscine, à neutrons rapides, autres), des accélérateurs et irradiateurs, des laboratoires (chimie par voies sèche et humide), des installations de déchets et d'entreposage (déchets liquides et solides) situées à Cadarache, Fontenay-aux-Roses, Grenoble, Saclay et Marcoule.

Le CEA dispose d'un quota de 11 000 t/an de colis de déchets pour le CSTFA (TFA inférieur à 100 Bq/g, flux révisable à 15 000 t/an). Les opérations d'assainissement et de démantèlement (AD) sont limitées par cette capacité, quasi saturée par les déchets courants. Les TFA en représenteraient plus de 20 %. Au CSA de Soulaines, le CEA peut évacuer 6 000 m³/an de colis de FMAVC incluant 20 % de déchets d'AD. Les déchets MAVL doivent encore être entreposés. Pour les HAVL (combustibles de Célestin non retraités à la Hague contrairement à ceux de Phénix) ou les objets très irradiants (structure de cuves, barres absorbantes, réflecteurs neutroniques, sources) les quantités sont estimées à 450 tonnes, dont 210 à 340 tonnes provenant des opérations d'AD. Une nouvelle capacité d'entreposage pour les MAVL et déchets irradiants semble nécessaire à Marcoule vers 2012.

¹ Entreposage intermédiaire polyvalent

2. LE CEA ET LES AUTRES PRODUCTEURS

L'ensemble des déchets MAVL du CEA, d'EDF et d'Areva, conditionnés ou non, est connu. L'ensemble des colis de déchets MAVL inscrits au modèle d'inventaire de dimensionnement (Mid) du stockage géologique représentera 80 000 m³ soit 93 % du volume des colis à stocker et seulement 8 % de l'activité. Il existe 5 colis « standard » qui contiennent ou contiendront des déchets métalliques compactés ou cimentés, des co-précipités bitumés et des matières organiques compactées ou cimentées. L'Andra a jugé que le comportement de ces colis est compatible avec un stockage géologique dans l'argile, qu'il s'agisse de la période d'entreposage pendant l'exploitation des installations ou de celle après fermeture du stockage (cf. « dossier 2005 argile »). La loi de 2006, disposant que le stockage doit être réversible, implique que ces colis ne présentent pas d'anomalie pendant la période d'attente en entreposage et pendant la période précédant la fermeture, qui pourrait dépasser le siècle. L'Andra a donc demandé aux producteurs de déchets de consolider les connaissances sur l'évolution des colis primaires MAVL sur plusieurs centaines d'années. Les E&R entreprises par le CEA portent sur les termes sources : gaz (radiolyse), radionucléides (après corrosion éventuelle des enveloppes) et produits de dégradation susceptibles d'influer sur le comportement ultérieur des radionucléides. Ces E&R permettent aussi l'optimisation de la fabrication des colis primaires. Elles ne sont pas déconnectées des E&R sur le comportement des colis à long terme qui est sous la responsabilité de l'Andra. D'ailleurs, quasiment les mêmes équipes travaillent sur les deux sujets. Un groupe de travail Areva, EDF, CEA a été créé pour identifier les nouvelles E&R, à commanditer par les producteurs de déchets, et pour suivre les résultats.

2

La radiolyse des produits organiques a pour conséquence la production d'hydrogène et de produits de dégradation. Le CEA examine le comportement de polymères au contact de Pu (déchets contaminés et compactés) ; ce sujet d'étude n'avait été qu'effleuré auparavant (loi de 1991). Les E&R sont conduites sur des échantillons soumis à irradiation alpha (faisceaux d'ions ou rayonnements de Pu) et sur des colis réels (les plus actifs) ; elles sont appréciées en regard des calculs reposant sur des données de la littérature. Ces calculs donnent des valeurs de production de H₂ (5 l/colis/an) inférieures à la limite imposée par l'Andra (10 l/colis/an). Les résultats expérimentaux sont attendus vers 2012.

C'est à l'évidence la production de H₂ dans les colis de bitume qu'il convient de bien modéliser. Il existe en effet quelques 70 000 colis en fûts de 200 l. Le CEA a repris les E&R sur la base d'exams au microscope des enrobés pour consolider le modèle de migration de l'hydrogène dans le bitume. La migration dépend essentiellement de la rhéologie de l'enrobé. En effet, l'hydrogène est produit au contact des précipités enrobés ; il forme des bulles qui, en migrant vers l'extérieur, évitent le gonflement du bitume et le débordement du fût. La rhéologie dépend de nombreux facteurs, certains étant liés à la radiolyse.

La radiolyse des déchets cimentés est essentiellement celle de l'eau de constitution des minéraux ou celle de l'eau de pore. Eu égard aux activités des déchets actuellement cimentés, ce n'est pas une préoccupation majeure. Les E&R portent sur la formulation des ciments pour enrober des déchets comme les résines échangeuses d'ions et des « fines » de dissolution ou des déchets magnésiens contenant Mg, U et graphite. Le CEA étudie les interactions ciment-déchets pouvant altérer les phases minérales du ciment.

3. CONCLUSION

La grande majorité des déchets variés produits par le CEA rejoindront une filière industrielle d'évacuation et, même s'il faut attendre longtemps pour qu'ils la rejoignent, l'entreposage des colis sera assuré (colis de déchets MAVL). Cela dit, il reste quelques problèmes à régler concernant certains déchets historiques MAVL (bitumes) dont la situation est encore en discussion pour savoir de quel stockage ils relèvent. Le comportement des colis HAVL, soit en entreposage d'attente, soit lorsqu'ils seront déposés en stockage et en attente de la fermeture de celui-ci, fait l'objet d'E&R complémentaires pour consolider les connaissances. Ces E&R sont en bonne voie d'autant plus qu'elles sont entreprises sur la base d'acquis importants. Elles devraient permettre d'obtenir un optimum de gestion, fondé sur des considérations techniques et financières, qui ne paraît pas atteint.

Annexe 2

L'ENTREPOSAGE

La durée envisagée maintenant pour le fonctionnement des entrepôts n'excède guère une centaine d'années ; de plus, la gestion des flux de colis doit concerner aussi le flux sortant et il convient de considérer une grande variété de colis différents (HA et MAVL, colis primaires, emballages compatibles avec le transport, conteneurs de stockage). Cependant, de nombreux aspects des recherches menées par le CEA, de 1999 à 2006, sur l'ELD (entreposage de longue durée) peuvent être capitalisés au profit du nouveau programme « entreposage ». C'est pourquoi, conformément au PNMGDR 2007-2009, le CEA a transféré à l'Andra, en 2006-2007, les connaissances et la documentation concernant l'ELD (revues des travaux, rapports de synthèse). Sur cette base ont été définies plusieurs directions de recherches à poursuivre, avec la participation d'EDF, notamment : le vieillissement des matériaux et des structures (béton en contact avec l'atmosphère sous sollicitations thermo-hydro-mécaniques), la corrosion des armatures en milieu cimentaire, la corrosion atmosphérique et sous radiolyse des aciers, l'évacuation de l'hydrogène de radiolyse par les conteneurs MAVL en béton (sur le banc d'essai mis au point par le CEA), enfin les techniques de surveillance par capteurs.

Le programme entreposage est articulé en trois volets, couvrant respectivement :

- le recensement des besoins en entreposage selon différents scénarios de stockage, avec un premier état à fournir en 2009 ;
- l'élaboration de concepts d'entreposage, précisant leur faisabilité, leur durabilité et leurs performances (options à proposer en 2009) ;
- la préparation, pour une mise en œuvre en 2015, de nouvelles capacités d'entreposage, dont les projets doivent être décrits en 2011, pour nourrir également le débat public.

5

Les E&R associées concernent, outre les points signalés plus haut dans la suite du programme ELD du CEA :

- le comportement des colis en entreposage ;
- des simulations de performances (impact sur le public et l'environnement, tenue aux agressions externes et aux séismes, simulation numérique et sur maquettes du fonctionnement aérodynamique et thermo-aérodynamique des entreposages, avec ventilations naturelle et forcée) ;
- une analyse phénoménologique des situations d'entreposage (APSE), planifiée par étapes, à l'image de ce qui a été fait pour le stockage.

Le projet d'extension de l'entreposage des colis vitrifiés à la Hague, programmé par Areva-NC pour 2012, offre à l'Andra une opportunité de test et de mise au point de son approche de l'entreposage, au sein du groupe de réflexion constitué avec Areva-NC et SGN, dans l'étude d'un cas industriel concret. Malgré ses spécificités (extension par continuité d'une installation existante, contraintes spécifiques de coût global...), ce projet permet d'étudier les possibilités d'amélioration de la durabilité et de la robustesse de l'entrepôt. Le groupe de travail constitué s'intéresse en particulier aux thèmes suivants :

- durabilité des structures en béton armé (limitation des phénomènes de carbonatation et chloruration, formulation de béton adapté à une durée de vie de 100 ans dans les conditions d'exposition de La Hague, possibilité de protection cathodique des armatures par anodes sacrificielles ou par courant électrique imposé, nouveaux matériaux d'isolation thermique) ;

- optimisation de la ventilation en vue de limiter au maximum les risques de condensation et corrosion en pieds de puits (protection du soufflet, recyclage d'air chaud...);
- monitoring et surveillance (puits vides hébergeant des échantillons témoins manipulables, surveillance par extensomètres à corde vibrante de la fissuration des bétons...).

Quelles que soient les décisions finales d'Areva, en fonction de critères technico-économiques spécifiques, il s'agira pour l'Andra d'une expérience précieuse pour l'accomplissement de sa mission en matière d'entreposage. A noter que cette coopération Areva-Andra sera poursuivie dans la présentation de l'entreposage aux visiteurs de l'installation.

Annexe 3

PROGRAMME PRECCI II²

L'un des enseignements importants de Precci I (1^{ère} phase du programme) est qu'un entreposage centenaire sous eau de combustible usé est préférable à un entreposage à sec. Dès lors, les E&R de Precci II ont été orientées sur la tenue des assemblages lors de leur reprise des piscines, sur la tenue pendant leur transport à sec et sur le comportement des oxydes du combustible, avant et après la corrosion des conteneurs métalliques des colis de stockage. Après corrosion, les oxydes d'actinides et de produits de fission constituant le combustible usé (matrice) viennent progressivement au contact de l'eau et d'autres matériaux (produits de corrosion, fer, argile). Le cas du contact avec l'eau des piscines lors d'une rupture de gaine est un cas enveloppe.

Le comportement mécanique à chaud de la gaine en alliage M5 (Zr à 1 % en NbO) a été étudié, en comparaison de l'alliage de zircaloy Zy-4, du point de vue du fluage dans de larges domaines de température (400-450 °C) et de pression (jusqu'à 130 MPa), en fonction du temps (260 jours) et du nombre de cycles (6). Sa fragilisation par réorganisation des hydrures à froid a également été étudiée. Aucun nouveau phénomène n'est apparu. La tenue de la gaine ne pose pas de problème, quelles que soient les étapes de la vie normale d'un assemblage.

Les E&R sur l'oxydation de l'UO₂ à l'air et à chaud ont permis de caractériser les phases allant de UO₂ (cubique) à U₃O₈ (orthorhombique). Il s'agit de phases non stœchiométriques UO_{2+x} avec passage par deux phases stœchiométriques U₄O₉ et U₃O₇. Outre l'augmentation de volume entre les deux phases cristallines UO₂ et U₃O₈ (36 %), le passage de U₃O₇ à U₃O₈ se fait avec foisonnement en raison de l'ouverture de fissures dans U₃O₇, dès que son épaisseur atteint 0,4 microns, ainsi que dans U₃O₈. Ce foisonnement est la cause de l'ouverture d'une fissure de gaine défectueuse. La matrice du combustible usé passe par les mêmes étapes, à laquelle s'ajoute l'oxydation des produits de fission (PF). Les PF gazeux ou formant des composés volatils (Xe, Kr, Cs, I, ..) sont relâchés aux joints de grains à toutes les étapes de l'oxydation, avec la progression de l'oxygène dans les oxydes. Tout cela est modélisé. Les E&R se poursuivent sur des fragments de combustible usé, à fort taux de combustion, afin de clore le dossier de connaissances du comportement du combustible usé en présence d'air et à chaud.

Les deux points importants à modéliser, concernant le relâchement des radionucléides en situation de stockage, sont le relâchement instantané de la fraction labile du gap, du rim et des joints de grains (PF volatils) et le relâchement différé des autres radionucléides (autres PF et actinides) par corrosion, par l'eau, de la matrice du combustible usé. Le relâchement est supposé congruent à l'altération de la matrice.

La fraction labile est essentiellement celle qui s'est formée en réacteur, augmentée de celle qui peut se former ultérieurement en raison de l'évolution des pastilles. Celle-ci est due au dégagement d'hélium qui, en s'accumulant, peut être à l'origine soit d'une micro-fracturation des grains de la zone non restructurée (diamètre de 8 microns), soit d'une fissuration du rim (grains de 0,3 microns) ; ces deux phénomènes favorisent l'augmentation de surface. Dans le premier cas, l'hélium précipite en bulles dans les grains. Celles-ci peuvent soit percoler dans la structure par les joints de grains, soit créer une surpression. Dans le second cas, l'hélium s'accumule dans les pores du rim (1 micron) en créant une surpression. Si la pression d'hélium est supérieure à

² Programme de Recherches sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles Irradiés ; 2^{ème} phase.

une pression critique, les gros grains sont fracturés, l'hélium est alors libéré et le rim se fissure. Le problème est d'estimer les pressions critiques respectivement pour les grains et pour le rim, P_c (grain) et P_c (rim). Pour cela, on extrapole le comportement du combustible en réacteur. L'implantation d'hélium dans UO_2 permet d'observer les effets du dégagement d'hélium dans les gros grains. Une valeur plausible de P_c (grain), calculée, serait de 10^{21} atomes d'He/cm³. Elle reste à confirmer expérimentalement. La valeur de P_c (rim) est du même ordre de grandeur, mais elle restera estimée car il n'existe pas de données expérimentales. Quoi qu'il en soit, les quantités d'hélium dégagées dans un combustible usé, à 75 GWj/t dans la partie non restructurée ou restructurée, restent inférieures à 10^{21} atomes d'He/cm³.

Les nouvelles données acquises depuis 2005 conduisent à des valeurs de fraction labile inférieures d'un facteur 2 à celles utilisées par l'Andra dans le « dossier Argile 2005 ». Il reste à examiner le cas du combustible usé Mox.

Les mécanismes d'altération de la matrice du combustible usé, en présence d'eau, sont bien identifiés. Le rôle de la radiolyse de l'eau au contact est important, du moins tant que la valeur de l'activité du combustible usé est au-delà d'un seuil. Les produits radiolytiques oxydent l'U(IV) en U(VI). En milieu anoxique (l'argile par exemple), l'effet de l'environnement porte seulement sur l'hydrolyse et la complexation de l'U(VI) par les carbonates qui peuvent accélérer l'altération. Si, de plus, le milieu est réducteur, par exemple en présence de Fe^{2+} ou d'hydrogène provenant de la corrosion de matériaux métalliques, une partie des produits oxydant de la radiolyse est consommée ; ce mécanisme réduit l'oxydation d'U(IV). En absence de rayonnement, seule subsiste l'altération chimique [dissolution d' UO_2 en U(IV) et éventuellement oxydation d'U(VI)]. Enfin, selon la dynamique du milieu, des phases secondaires d'uranium peuvent précipiter. Leur rôle de piège éventuel des radionucléides est négligé. Les dernières expériences montrent que le seuil, au-delà duquel la radiolyse joue un rôle, se situe entre 18 et 33 MBq/g pour le combustible usé en milieu anoxique. Ce seuil serait plus élevé en milieu réducteur. Ces activités correspondent à celles du combustible usé UOX au bout de 5 000 ans et du combustible usé Mox au bout de 40 000 ans. Les expériences se poursuivent sur ce sujet.

8

Au plan européen, le Programme Forpro³, qui concerne les phénomènes du champ proche dans un stockage, inclut le combustible usé comme terme source. Le programme Micado⁴ prend en compte les incertitudes dans les modèles. Les E&R sur l' UO_2 et les combustibles usés se poursuivent ; les résultats sont présentés dans les congrès.

³ Groupement de recherche entre le CNRS et l'ANDRA créé le 1^{er} Janvier 1998 pour les recherches à conduire dans les laboratoires souterrains de qualification (FORmations géologiques PROfondes).

⁴ Model uncertainty for the mechanism of dissolution of spent fuel in a nuclear waste repository ; 2006-2009, 18 partenaires, 6 pays.

Annexe 4

PROGRAMME VESTALE II⁵

Le retraitement du combustible usé UOX et Mox, au taux de combustion de 45 GWj/t (voire de 60 GWj/t pour les UOX), conduira à des déchets contenant plus d'actinides mineurs qu'actuellement. Pour ne pas augmenter les quantités de colis par tonne de combustible usé retraité, il est nécessaire de faire évoluer la formulation du verre R7T7⁶. Les nouvelles spécifications de production sont en cours. Areva souhaite asseoir sa maîtrise des verres nucléaires aux plans de leur formulation et de leur fabrication (études fondamentales et mise en place d'un creuset froid en 2010) ainsi que dans la connaissance de leur comportement à long terme (amélioration de la robustesse des modèles ; en particulier des Mop⁷-verres). C'est pourquoi le CEA travaille sur de nouveaux verres nucléaires depuis quelques années.

Le creuset froid avancé a de multiples applications dans le nucléaire. La première, envisagée à la Hague, est la vitrification des anciennes solutions de produits de fission, issues du retraitement du combustible métallique usé des réacteurs graphite-gaz, qui était un alliage U-Mo. La quantité importante de molybdène et de phosphore de ces solutions ne permet pas d'utiliser la formulation du verre R7T7 dans lequel ces éléments sont peu solubles. Il faut utiliser une autre formulation nécessitant de travailler à 1 250 °C. La vitrification devrait commencer en 2010.

Concernant le comportement intrinsèque des verres riches en émetteurs alpha, c'est-à-dire en actinides mineurs, les E&R, à l'aide notamment d'irradiations externes et internes par incorporation de ²⁴⁴Cm (jusqu'à 3,25 %), ont montré que la multiplication par dix de la limite actuelle autorisée de l'activité alpha était acceptable, sans modification rédhibitoire des propriétés du verre R7T7. La nouvelle limite correspond à des concentrations en émetteurs alpha telles qu'après 10 000 ans, le verre aura enregistré 10¹⁹ désintégrations alpha/g. L'ancienne limite était de 0,5.10¹⁸ désintégrations alpha/g. Le verre s'accommode de la chaleur et des dégâts dus à ce surcroît de rayonnement et à la présence consécutive d'hélium. Au-delà d'un seuil (2.10¹⁸ désintégrations alpha/g) inférieur à la nouvelle limite, les variations de propriétés du verre, dues à une dépolymérisation par coupure de liaisons « pontantes » B-O, se stabilisent. La dépolymérisation est clairement montrée par RMN et spectrométrie IR. Le mécanisme semble être analogue à celui de la trempe thermique des verres qui conduit aussi à ce phénomène et de façon d'autant plus importante que la trempe est rapide. Ce mécanisme est bien simulé par dynamique moléculaire mais reste en attente de confirmation expérimentale. La diffusion d'hélium dans le verre est en cours de modélisation. Des expériences de production d'hélium dans le verre, par irradiation de verre dopé en ¹⁰B, sont en cours dans Osiris. Le domaine couvert dans ces études ira jusqu'à 10²⁰ atomes He/g pour tester le modèle et déceler d'éventuels changements de microstructure. Avec la nouvelle limite, le retraitement du combustible UOX (60 GWj/t) n'augmenterait que de 30 % le nombre de colis CSD-V⁸ ; actuellement ce nombre est de 0,74 colis CSD-V/tonne de combustible pour une charge maximum, en masse, de 17,5 % de produits de fission et d'actinides.

⁵ Programme de recherche du CEA pour les procédés de vitrification de produits de fission et d'actinides, et l'étude des propriétés des résidus vitrifiés ; 2^{ème} phase.

⁶ Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, (R7 pour l'usine UP₃ et T₇ pour l'usine UP₂ 800) ; c'est également l'appellation du verre fabriqué.

⁷ Modèle opérationnel.

⁸ Colis standard de déchets susceptibles de recevoir les déchets vitrifiés (CSD-V).

Pour ce qui concerne les Mop-verres, deux points restaient à approfondir en 2005 : la cinétique d'altération résiduelle du verre, qui dépend de son environnement, et la fracturation/fissuration permettant d'évaluer la surface réactive. Ces deux paramètres interviennent directement dans l'estimation de la quantité de verre corrodé en fonction du temps et la libération des radionucléides, supposée congruente. Les E&R devraient être suffisamment avancées pour avoir des Mop-verres en 2010.

Sur le premier point, à savoir la cinétique d'altération du verre, toutes les mesures de la vitesse résiduelle d'altération des verres, réalisées au CEA et dans d'autres laboratoires, lors d'expériences portant sur une dizaine d'années, s'accordent sur des valeurs très faibles de cette vitesse : quelques nanomètres/an en eau pure à 50 °C (20 nm à 90°C et 4 nm à 50°C). Cette progression imparable d'un front d'altération du verre résulte de deux phénomènes ayant des effets opposés. Le premier phénomène est la faible diffusion de l'eau dans le gel, allant de l'extérieur vers le verre sain, et la très faible diffusion des éléments constitutifs du verre altéré (Si, Al, Fe, Zn, ..) allant en sens inverse (milieu à porosité fermée). Le second phénomène est la formation de phases secondaires en surface, alimentée par les éléments diffusants. Ces résultats s'appuient sur des mesures très fines des profils des éléments dans le gel, en fonction du temps ; ils intègrent également les études des phases secondaires (silico-aluminates de Fe et Zn, $\text{Na}_{0,3}\text{Fe}_2\text{Si}_3\text{AlO}_{10}(\text{OH})_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ ou $\text{Na}_{0,3}\text{Zn}_3\text{Si}_3\text{AlO}_{10}(\text{OH})_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$). La prise en compte de l'effet de l'environnement implique de considérer l'apport éventuel d'éléments qui entrent dans la composition des phases secondaires, en équilibre thermodynamique avec la solution lixivante. A long terme, l'argile du Callovo-Oxfordien entretient le mécanisme dans un régime d'équilibre.

Sur le second point, à savoir l'évaluation de la surface réactive après fracturation/fissuration du verre, des résultats originaux ont été acquis depuis 2005. Ces résultats concernent les relations entre les caractéristiques des fissures et la lixiviation, d'une part, et la densité de fracturation/fissuration de blocs de verre, d'autre part. Dans les fissures, la lixiviation est d'autant plus importante que les espèces lixiviées sont évacuées de la fissure par gravité ou par thermocirculation. Des expériences de lixiviation sur des « fissures modèles » individualisées ou mises en réseau sont à la base de ces résultats. Le couplage des mesures de surface accessible à un gaz et des mesures de la lixiviation de petits blocs de verre, permet d'accéder à la fraction de la fracturation/fissuration accessible à l'eau qui est de l'ordre du pour cent. La tomographie permet d'atteindre la densité des fissures (actuellement au-delà de 150 microns) non connectées et interconnectées. Des mesures de tomographie ont été réalisées sur un bloc de verre d'un colis CSD-V.

Enfin, la validation des Mop-Verres est confortée par des examens morphologiques et des expériences de lixiviation d'analogues naturels (verres basaltiques âgés de 1,4 million d'années) et anthropogéniques (verres romains âgés de 1 800 ans). Sur tous ces verres anciens, on met en évidence des fractures/fissures colmatées et des zones d'altération des surfaces, gels et minéraux secondaires. De plus, la vitesse initiale d'altération par l'eau d'échantillons sains correspond à la même énergie d'activation que pour le verre R7T7, bien qu'il s'agisse d'aluminosilicates (c'est-à-dire ne contenant pas de bore). Ces données sont en cours de comparaison avec les prédictions des Mop. Des laitiers de hauts fourneaux datant du XVI^{ème} siècle et retrouvés en milieux argileux présentent des interfaces verre, produits de corrosion, fer.

Plusieurs programmes européens ont été réalisés portant sur les verres nucléaires : Coralus (1997-2005), Glastab (2000-2003), Glamor (2001-2004) et NF-Pro (2004-2007). Les USA et le Japon ont participé à Glamor et Coralus. Les programmes Glastab et Glamor étaient focalisés sur les aspects fondamentaux de la lixiviation. Le volet verre de NF-Pro avait pour but d'examiner le comportement du verre dans un environnement simulé de champ proche. Tous les résultats obtenus confortent les Mop-verres. Le programme Coralus a porté, et porte encore, sur des tests *in situ* de longue durée (1 à 10 ans) de corrosion globale d'échantillons de verre, actifs et inactifs, dans l'argile de Boom à deux températures, 30 et 90°C, en présence ou non de très fortes doses de rayonnements gamma (130 Gy/h) et en présence ou non de bentonite. La corrosion du verre a été suivie par l'analyse de l'eau en contact avec les échantillons par prélèvements dans des piézomètres. Les premiers résultats de Coralus ne montrent pas de désaccords avec ce qui était prévu par les modèles, aux effets de pression près ; l'analyse complète est en cours.

Annexe 5

OBSERVATION & SURVEILLANCE DE L'ENVIRONNEMENT DE SURFACE ET DES INSTALLATIONS DU PROJET HAVL

Le programme de l'Andra « Observation-surveillance de l'environnement de surface et des installations du projet HAVL » est organisé en 4 unités de programme qui couvrent respectivement l'environnement de surface, les installations de surface du stockage, les installations souterraines du stockage et les installations d'entreposage. Ce programme comprend en outre deux unités transverses : un programme de R&D sur les moyens et les stratégies d'auscultation et un programme concernant la coopération internationale. Ce dernier module est actuellement centré sur le projet européen de monitoring MoDeRn (*Monitoring Developments for safe Repository operations and staged closure*) en cours de (re)soumission.

Pour chacune des six composantes de ce programme, l'Andra a défini des livrables en termes de spécification et de justification d'objectifs techniques, ainsi qu'un programme opérationnel d'observation et de surveillance. Il en résultera un Plan de surveillance, augmenté de dispositions réglementaires, et accompagné d'un document technique décrivant la conception des systèmes et des architectures d'auscultation, ainsi que d'un document traitant de leur maîtrise industrielle sur la durée séculaire de la phase d'exploitation. Le module « environnement de surface », entré dès 2007 en phase opérationnelle d'observation-surveillance, doit permettre la mise en place d'un observatoire pérenne de l'environnement. Il vise également l'instrumentation, plus légère, d'un site témoin permettant de suivre les évolutions à moyen et long termes, y compris d'ordre sanitaire, indépendantes de l'activité de stockage. L'objectif est de construire une base de données de l'environnement du site et de préparer un conservatoire d'échantillons.

13

Les principales étapes sont en phase avec les grands jalons du projet HAVL 2009 : contribution aux choix des options de sûreté, de réversibilité et de conception ; élaboration d'une version préliminaire du programme d'observation et de surveillance des installations, contribution de l'observation de l'environnement au dossier préliminaire de sûreté et aux analyses préliminaires d'impact :

- 2011 : mise en service d'une écothèque, en amont du débat public ;
- 2012 : bilan environnemental 2007-2012 avec la présentation de la conception préliminaire des systèmes et architectures d'auscultation intégrés dans la conception des installations ; mise à jour du programme opérationnel en cohérence avec les besoins de la réversibilité ;
- 2014 : bilan environnemental 2012-2014 ciblé sur la zone d'implantation de l'éventuel stockage permettant de définir l'état initial de l'environnement.

Pour mener à bien ce programme, en l'absence de retour d'expérience sur un stockage géologique réversible de déchets HAVL, l'acquis sur lequel l'Andra peut s'appuyer, est assez limité, au-delà des développements réalisés dans le cadre du « Dossier argile 2005 ». Il est intéressant cependant de considérer le retour d'expériences industrielles d'auscultation d'ouvrages de génie civil, et celui des autres installations de l'Andra, particulièrement de son laboratoire souterrain du site de Meuse/Haute-Marne. Enfin, il existe des installations de stockages souterrains de déchets FMA tels que les installations WIPP⁹, Morleben¹⁰ et Asse¹¹. L'Andra a pris l'option de faire appel, dans toute la mesure du possible, à des moyens techniques et des approches d'auscultation éprouvées. Les E&R, en particulier pour le module centré sur les moyens et les stratégies d'auscultation, sont orientées par les spécificités du stockage, avec des axes particuliers de R&D sur les points suivants :

- discrétion des capteurs en visant leur miniaturisation et la diminution de la consommation en énergie ;
- amélioration de leur portée (capteurs électriques), en développant les moyens de transmission sans fil et d'autonomie énergétique associée ainsi que le recours à des capteurs à fibre optique, en veillant à la stabilité métrologique et à la durabilité (notamment celle des capteurs chimiques pour la mesure de l'hydrogène ou du pH), y compris du point de vue de leur tenue à la chaleur et à l'irradiation ;
- robustesse et discrétion des systèmes d'auscultation, pour éviter des impacts significatifs préjudiciables à l'efficacité des ouvrages (notamment à la performance hydraulique des scellements) et à la sûreté d'exploitation ;
- développement d'une stratégie pour l'architecture, l'intégration dans les ouvrages, la localisation, la densité et l'évolutivité de l'instrumentation ;
- automatisation des mesures, gestion de grandes bases de données et processus d'aide à la décision ;
- conservation des échantillons.

14

L'analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS) de l'Andra conduit à une première approche des principaux phénomènes nécessitant observation et surveillance, dans les différentes phases du stockage et pour les besoins prévisibles de caractérisation.

Dans la phase de construction, l'accent est mis sur la décharge mécanique et hydraulique initiale associée au creusement (déformations ; formation et évolution de l'EDZ) nécessitant le suivi des déformations et des charges hydrauliques. Les effets de la mise en charge des revêtements et du chemisage nécessitent le suivi des soutènements et l'observation des jeux.

Dans la phase d'exploitation, il convient de privilégier l'observation et la surveillance des effets de la ventilation sur la désaturation et l'oxydation de la roche, la corrosion des éléments métalliques et la carbonatation des bétons. Il est donc nécessaire d'assurer un suivi des conditions environnementales au sein et au voisinage des alvéoles (humidité, température, concentration en gaz...), ainsi qu'une surveillance de la propagation de la désaturation. Le suivi doit également porter sur les matériaux ouvragés ainsi que sur les effets du dégagement de chaleur et de gaz. Les effets de l'irradiation appellent un suivi radiologique.

⁹ Waste Isolation Pilot Plant ; Nouveau Mexique (USA).

¹⁰ Centre de stockage de déchets de faible et moyenne activités, construit en souterrain dans des mines de sel, en Allemagne ; démarrage de la construction en 1991.

¹¹ Depuis 1978, laboratoire de recherche souterrain, en Allemagne, dans des mines de sel.

La phase de fermeture et des divers scellements met l'accent sur la resaturation des matériaux ouvragés, voire géologiques. Il importe de suivre la pression interstitielle et d'assurer à distance la mesure des paramètres pertinents. Sur cette base, le groupement de laboratoires sur la « R&D moyens et stratégies d'auscultation » a engagé des premières actions sur les mesures distribuées, par fibres optiques, de la température et de la déformation, sur l'amélioration des moyens physiques de détection de gaz (essentiellement l'hydrogène) pour les adapter aux conditions de stockage en situation d'inaccessibilité, et sur la conception de nouveaux capteurs (céramiques nanostructurées, fibres optiques...). La R&D comportera aussi la mise au point de nouveaux capteurs de mesure d'humidité, la transmission filaire et non filaire, la gestion des données et ses aspects décisionnels, les besoins de redondance, etc.

Une version améliorée du projet MoDeRn au 7^{ème} PCRD a été proposée, avec un grand nombre de partenaires européens, des USA, du Japon et du Canada. Ce projet vise notamment à dresser un état de l'art international des technologies d'auscultation et des moyens disponibles ainsi que de leur devenir, à réaliser des démonstrateurs *in situ* de techniques innovantes d'auscultation (à Grimsel, dans le site de Meuse/Haute Marne et à Mol), et à engager la réflexion sur la gestion de résultats inattendus. *In fine*, ce programme doit fournir un cadre de référence pour les activités d'auscultation dans lequel les différentes politiques et pratiques nationales de gestion du stockage pourront se situer.

Annexe 6

ÉTUDE DE LA ZONE DE TRANSPOSITION ET CHOIX DE LA ZIRA¹²

Sur un maillage d'environ 10 km de côté de la zone de transposition, l'Andra se livre à une évaluation des incertitudes sur la connaissance du Callovo-Oxfordien. Pour ce faire, l'Andra a mis en place quatre plates-formes de forage complémentaires dédiées à l'exploration de cette couche, auxquelles se rajoutent deux autres plates-formes dans l'objectif de mesures hydrogéologiques. Il est attendu de ce programme, comportant quatorze nouveaux forages, une réduction des incertitudes sur l'interpolation des propriétés géométriques (épaisseur, profondeur) du Callovo-Oxfordien et des propriétés pétrophysiques.

En plus des mesures mettant à profit les forages au moyen de diagraphies habituelles, l'Andra prévoit un carottage continu du Callovo-Oxfordien qui permettra la caractérisation, sur échantillons, des paramètres minéralogiques, géochimiques et hydro-thermo-mécaniques. Un programme particulier porte sur la mesure de profils de contraintes, en fonction de la profondeur au sein du Callovo-Oxfordien, et dans les zones de transition avec les encaissants, à proximité du fossé de Gondrecourt et au centre de la zone de transposition. Ce programme apportera une connaissance scientifique supplémentaire, jusque là limitée au site du laboratoire de Meuse/Haute Marne.

Le dispositif de nouveaux forages est complété par un réseau croisé de lignes sismiques, au pas de 2 à 3 km, orientées perpendiculairement aux failles majeures bordant la zone de transposition. Certaines de ces lignes permettront une reconnaissance complémentaire du fossé de la Marne, à l'ouest, et du fossé de Gondrecourt, à l'est. L'ensemble représente plus de 300 km de profils sismiques 2D qui seront traités ou retraités. Il est attendu de cette campagne géophysique une confirmation de la continuité structurale de la zone de transposition. Enfin, l'Andra prévoit des levés géologiques de terrain, complémentaires sur les zones de failles déjà identifiées, en appui de l'interprétation sismique ou sur de nouvelles zones, si la sismique devait mettre en évidence d'autres discontinuités structurales.

Sur le plan méthodologique, l'enjeu est de déterminer une zone où les caractéristiques de la roche ne s'écartent pas des caractéristiques favorables identifiées au niveau du laboratoire souterrain. Ceci essentiellement sur deux points :

- la lithologie qui gouverne les propriétés pétrophysiques ;
- la fracturation qui influe sur les propriétés de confinement en vraie grandeur de la formation hôte.

Sur le premier point, le programme de reconnaissance complémentaire de l'Andra est adapté car il s'agit de fournir des points de contrôle à un modèle sédimentaire déjà bien établi, ce que seront capables de donner les mesures en forage.

¹² La « zone d'intérêt restreinte » telle que définie dans la loi, a été précisée par l'Andra sous le vocable « Zira » pour « zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie » ; c'est ce vocable qui sera repris dans le présent rapport.

Concernant le second point, la question est plus délicate ; les forages verticaux sont peu favorables à la fourniture des informations sur une fracturation à dominante verticale et la sismique 2D ne permet pas d'identifier des discontinuités dont le rejet est inférieur à dix mètres. Il faudra donc attendre la seconde phase, après le choix de la Zira, qui comportera une sismique 3D, pour avoir une confirmation de l'absence de fracturation, nécessaire à la localisation de zones potentielles de stockage.

Annexe 7

PROBLÉMATIQUE DU STOCKAGE DES DÉCHETS FAVL DITS « RADIFÈRES » ET « GRAPHITES »

1. PLACE DE LA FILIÈRE FAVL DANS LA STRATÉGIE DE GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Le PNGMDR distingue, hormis le cas des déchets à très courte vie et quelques cas particuliers, cinq filières de gestion des déchets radioactifs suivant la classification :

- très faible activité ou TFA (activité inférieure en général à 10^2 Bq/g) ;
- faible et moyenne activités à vie courte ou FMAVC (activité de l'ordre de 10^2 à 10^6 Bq/g, période inférieure à 30 ans) ;
- faible activité à vie longue ou FAVL (activité maximale de quelques 10^5 Bq/g, période supérieure à 30 ans) ;
- moyenne activité à vie longue et haute activité, ou MAVL et HA (activité de 10^6 à plusieurs fois 10^9 Bq/g).

A chacune des filières doit être associé un mode de stockage définitif. Les limites entre catégories sont en général assez faciles à préciser. Toutefois la classification doit, en plus des caractéristiques physiques des radionucléides (période et activité), tenir compte de l'aptitude des déchets à intégrer une filière de gestion, et notamment son mode de stockage définitif.

Pour les deux premières catégories (TFA et FMAVC), des stockages sont déjà opérationnels à Morvilliers et à Soullaines, dans le département de l'Aube.

Pour les deux dernières catégories (MAVL et HA), des études et recherches sont mises en œuvre depuis une vingtaine d'années ; la loi de 2006 prévoit qu'une demande d'autorisation de création d'un stockage sera examinée par le Parlement en 2015.

Pour les déchets FAVL, au contraire du cas des TFA et des FMAVC, on ne peut compter que l'impact radiologique des déchets devienne sans effet à l'issue d'une période pendant laquelle un contrôle institutionnel reste possible. Ils doivent donc être soustraits durablement aux activités humaines par un stockage sous terre, comme les déchets MAVL/HA ; mais ils se distinguent de ces derniers par une activité considérablement plus faible. Le principe de cohérence énoncé par le PNGMDR conduit donc *a priori* à envisager des profondeurs de stockage moindres.

Les déchets FAVL ne constituent d'ailleurs pas une catégorie homogène puisqu'elle inclut les déchets radifères et les déchets « graphites », dont les caractéristiques sont sensiblement distinctes. Les E&R pour leur gestion sont moins avancées que pour les autres catégories. La loi de 2006 leur a donné une impulsion nouvelle en prévoyant la mise au point de solutions de stockage de sorte qu'un centre puisse être mis en service en 2013.

2. INVENTAIRE

Pour l'instant l'Andra dispose d'un Mip (modèle d'inventaire provisoire) approximatif pour mener les E&R afin de dimensionner un stockage. Le Mid (modèle d'inventaire de dimensionnement) sera connu en 2009-2010, tous les producteurs ayant engagé de nouvelles comptabilités et des caractérisations complémentaires de leurs déchets FAVL. Le tableau 1 (fin d'annexe) récapitule les données actuelles, très vraisemblablement surévaluées, dont la Commission a eu connaissance.

a. Déchets radifères

Les déchets radifères proviennent de l'industrie des terres rares (Rhodia), de l'industrie du zirconium (Cezus), de l'industrie historique du radium (Andra, Bayard) ou de l'uranium (CEA, Itteville) ; ils comportent aussi divers objets radifères tels que peintures luminescentes, têtes de paratonnerre, certaines sources scellées usées etc. Les déchets radifères contiennent les radionucléides des familles de ^{238}U , ^{235}U et ^{232}Th .

L'Andra estime les quantités à stocker à 30 000 tonnes (35 000 m³) représentant une activité de l'ordre de 50 TBq en 2013. On envisage aussi une variante dans laquelle on stockerait 30 000 tonnes supplémentaires dont l'activité est beaucoup plus faible (3 TBq) ; mais ces déchets pourraient être déclassés. En tout état de cause l'activité des déchets radifères diminuera légèrement dans le courant du siècle pour atteindre 30 TBq. L'activité massique sera alors de l'ordre du MBq/kg.

Ces déchets doivent être stockés sous une couverture suffisamment saturée en eau pour que le temps de transit du radon engendré soit grand vis-à-vis de sa période de décroissance naturelle. Il n'est pas prévu, semble-t-il, d'E&R particulières sur le comportement des déchets radifères. Les termes sources en U, Ra et Th seront probablement évalués d'après les connaissances générales que l'on a du comportement de ces radionucléides. Il serait souhaitable qu'un éclairage soit donné sur ce point ainsi que sur les mesures envisagées par l'Andra pour minimiser le risque d'intrusion humaine dans le stockage.

La livraison des colis de déchets radifères pourrait commencer dès 2012. L'Andra évalue l'emprise maximale du stockage des colis de déchets radifères (conteneurs métalliques) à une quarantaine d'hectares à 15 m de profondeur, pour 35 000 m³.

b. Déchets « graphites »

Les déchets « graphites » proviennent de l'exploitation des trois réacteurs du CEA et des six réacteurs d'EDF, maintenant tous arrêtés, de l'ancienne filière UNGG (Uranium naturel-graphite-gaz). Il s'agit d'éléments de structure du combustible (chemises et âmes) ou de produits du démantèlement des réacteurs (modérateurs et réflecteurs des empilements). S'y ajoutent, ou s'ajouteront, quelques déchets « graphites » de réacteurs expérimentaux et de Phénix. L'activité massique est aujourd'hui élevée ; elle peut atteindre le GBq/kg. Les radionucléides à vie longue sont le ^{14}C (5 400 ans) et le ^{36}Cl (300 000 ans).

Les quantités sont estimées à 23 000 tonnes (100 000 m³ de colis conteneurs béton) pour une activité de 18 000 TBq en 2013 (c'est-à-dire une activité moindre que celle contenue dans un seul colis de déchets vitrifiés). Une variante comprend l'ajout de 400 tonnes (2 000 m³) de résines échangeuses d'ions, dites résines anioniques, utilisées pour l'épuration de l'eau nécessaire au démantèlement des quatre réacteurs UNGG d'EDF ; ces résines piègent notamment le ^{36}Cl . L'activité des déchets diminuera considérablement dans le siècle pour atteindre environ 500 TBq pour l'ensemble ^{14}C et ^{36}Cl . Le ^{36}Cl ne compte que pour une

trentaine de TBq, mais il est beaucoup plus labile et donc susceptible de migrer. L'activité massique due au ^{36}Cl , qui est de l'ordre du MBq/kg, sera alors dominante du point de vue des préoccupations de sûreté.

Par lixiviation le graphite relâche très peu de T, C, Ni ou Co (0,03 à 3 % en activité). En revanche, selon les échantillons, 5 à 90 % de Cl passe en solution. Un important programme d'études des mécanismes de relâchement du C et du Cl est en cours pour bien connaître le terme source en stockage et la spéciation des éléments. Les E&R sur le graphite sont conduites dans plusieurs structures : *Graphite Working Group* du forum Génération IV, Comité technique UNGG du CEA et de EDF (activation, analyses radiochimiques, relâchement et lixiviation), CT3 rassemblant Andra, CEA et EDF (comportement des radionucléides dans le graphite). Plusieurs équipes universitaires françaises, l'Andra et EDF participent à Carbowaste (caractérisation et stockage), programme du 7^{ème} PCRD Euratom. Les premiers résultats sont attendus pour fin 2009.

3. PARTICULARITÉS DES DÉCHETS FAVL

Tous ces déchets ont la particularité d'avoir de faibles activités massiques moyennes et de contenir des radionucléides de faible radiotoxicité. Par exemple, à long terme, l'activité massique du ^{36}Cl dans les graphites serait de 1,4 MBq/kg de graphite (32.10^{12} Bq pour 23 000 t selon les données actuelles de l'Andra) avec, pour calculer la dose efficace, un coefficient de $9,3.10^{-10}$ Sv/Bq par ingestion (adulte) et $9,8.10^{-10}$ Sv/Bq par ingestion (nourrisson).

Les chiffres qui précèdent ne font pas apparaître une différence considérable entre les activités massiques à long terme des déchets radifères et des déchets « graphites ». S'il est *a priori* raisonnable, ne serait-ce que pour des raisons de coût, de regrouper ces déchets dans un seul stockage, d'autres considérations, dont certaines sont exposées plus loin, conduisent à envisager aussi l'option de stockages distincts.

4. CALENDRIER

Les pouvoirs publics ont souhaité un démantèlement rapide des centrales UNGG, source principale des déchets « graphites », et la mise en dépôt immédiate des déchets. C'est pourquoi le calendrier fixé par la loi est tendu.

Le démantèlement comporte une phase lourde, pratiquement irréversible, qui est la mise en eau du caisson contenant le cœur du réacteur. Pour le réacteur du Bugey 1, cette opération est envisagée en 2011, le démantèlement s'étalant de 2014 à 2021. Il est souhaitable qu'une solution de stockage définitif des déchets « graphites » soit disponible en temps utile. Les premiers colis de déchets « graphites » viendront du démantèlement du réacteur de Bugey 1 qui doit durer 2 ans. La livraison des autres se fera après examen du retour d'expériences (prévu pour 2 ans) et jusqu'en 2023. Areva livrera ses colis entre 2022 et 2031 et le CEA après 2025.

La loi de 2006 demande la mise en service d'un stockage pour les déchets radifères et « graphites » en 2013. Cet objectif est apparu très difficile à atteindre ; la Commission avait d'ailleurs souligné dans son rapport d'évaluation n°1 que beaucoup des données scientifiques nécessaires seraient longues à acquérir. Le Commissaire du gouvernement a demandé à l'Andra de proposer un nouveau calendrier qui tienne compte de ces difficultés. Celui-ci laisse un temps raisonnable aux E&R, dont le détail est exposé dans le nouveau plan de développement de l'Andra : le choix de site(s) est attendu vers la fin de 2010 et l'ouverture du stockage entre 2017 (couverture remaniée) et 2019 (couverture intacte).

5. PRINCIPES GÉNÉRAUX POUR LA RECHERCHE ET LA CONCEPTION DE STOCKAGES FAVL

Les principes généraux qui président à la recherche et à la conception d'un stockage souterrain de déchets FAVL doivent être les mêmes que ceux définis pour le stockage MAVL/HA. Les critères principaux de choix de site sont, d'une part, la stabilité vis-à-vis de l'érosion, des modifications climatiques, des mouvements tectoniques et des séismes, et, d'autre part, un contexte hydrogéologique propice : écoulements faibles, gradients hydrauliques réduits et, dès lors que l'Andra paraît s'orienter vers des couvertures naturelles ou artificielles argileuses, qualités favorables de diffusion et de sorption. La conception doit être inspirée par les principes de redondance, de robustesse, de simplicité et de prudence ; elle ne peut pas compter, au-delà d'une période limitée, sur la présence d'une surveillance institutionnelle. Les calculs de prévision des évolutions doivent être conduits pour une période de l'ordre du million d'années, avec une exigence particulière de démontrabilité pour les 10 000 premières années. Pour cette dernière période, la limite de 0,25 mSv/an pour la dose individuelle efficace doit être considérée comme une contrainte pour les évolutions dites de référence.

Si, au plan de la méthode, les E&R conduites pour le stockage MAVL/HA doivent constituer la référence pour juger de la qualité d'un dossier de stockage FAVL, les performances recherchées pour le stockage doivent évidemment être proportionnées à la nocivité potentielle des déchets. L'examen de l'inventaire national préparé par l'Andra montre qu'il y a des différences de plusieurs ordres de grandeur entre les activités des déchets considérés ici et celles des déchets MAVL/HA destinés au stockage en profondeur. Ces écarts doivent être gardés à l'esprit.

6. PARTICULARITÉS D'UN STOCKAGE FAVL

22

a. Concepts proposés par l'Andra

Des E&R sur le stockage des déchets radifères et « graphites » ont déjà été conduites par l'Andra avant 2005. Ces E&R puis celles qui ont suivi, toutes génériques, ont permis de dégager des critères de choix de sites, les connaissances nécessaires à acquérir et les points importants. L'Andra considère typiquement des formations argileuses du Bassin parisien et a envisagé quatre types de concept :

- stockage sous couverture argileuse intacte à flanc de colline ;
- stockage sous couverture argileuse intacte accessible par descenderie ;
- stockage sous couverture argileuse remaniée, terrassement en grande masse et ouvrages de stockage ;
- stockage sous couverture argileuse remaniée, terrassement en grande masse et parois moulées.

Pour les deux premiers concepts, le « flanc de colline » présente des avantages en termes de commodité d'exploitation mais l'accès au stockage peut présenter un point faible éventuel à long terme. Pour les deux derniers, le concept « avec parois moulées » permet sans doute une profondeur de stockage plus grande.

Selon l'Andra, l'emprise du stockage pour les colis de déchets « graphites » serait au maximum de 150 hectares et les installations de surface couvriraient quelques 50 hectares.

b. Calculs préliminaires

La sûreté d'un stockage FAVL s'appuie, comme pour le stockage MAVL/HA, sur des barrières successives : le colis, les conteneurs en béton dits « de stockage » et la couche d'argile (naturelle ou remaniée) avec la formation géologique naturelle. Les performances de ces barrières doivent être évaluées.

L'Andra a conduit de premières estimations de la migration des radionucléides pour les divers concepts proposés et notamment pour un stockage de graphites au sein d'une couche d'argile naturelle. Le ^{36}Cl est fortement présent (avec ^{14}C) dans l'inventaire ; sa période est très longue (300 000 ans) ; il est fortement soluble dans l'eau et n'est pas sorbé par l'argile. Il a été choisi pour conduire les estimations. Ce choix est raisonnable pour une première évaluation. Le scénario de migration comporte l'accès de l'eau aux colis, la mise en solution des radionucléides, puis leur migration vers la surface, sous l'effet de la diffusion et, si la perméabilité n'est pas très faible, de la convection provoquée par une charge hydraulique. Les résultats des calculs, exprimés en concentration à l'exutoire (limites de la couche argileuse ou entrées des accès) sont sensibles successivement à l'inventaire en ^{36}Cl , à la vitesse de dissolution de celui-ci, au transfert à travers le béton « du conteneur », aux caractéristiques hydrauliques des terrains (perméabilité, charge hydraulique, diffusion effective et porosité accessible à la diffusion), aux distances à franchir pour accéder aux exutoires, et au concept retenu (descenderie ou flanc de colline). Les ordres de grandeur des paramètres essentiels (examinés par l'Andra avec des variantes) sont, pour le terme source, un taux de relâchement compris entre « labile » et 10^{-5} par an ; pour le béton des conteneurs, des performances maximales de 10^{-20} m²/s (perméabilité) et 10^{-13} m²/s (diffusion effective), et pour le massif une perméabilité de 10^{-18} m²/s ou moins.

c. Incertitudes sur l'inventaire

Il subsiste des incertitudes, pour les graphites, sur l'inventaire précis en radionucléides ^{36}Cl , ^{14}C et ^{226}Ra et sur leur localisation dans les déchets. Elles doivent être levées. Mais l'inventaire pose un problème plus général de classification. Selon la loi de 2006, le stockage de déchets MAVL/HA doit accueillir la totalité des déchets radioactifs ultimes qui ne peuvent, pour des raisons de sûreté ou de radioprotection, être stockés en surface ou en faible profondeur. Une partie éventuelle de l'inventaire des radifères et surtout des graphites qui ne passerait pas favorablement l'épreuve des études de sûreté en stockage tel qu'envisagé actuellement pourrait trouver un exutoire dans le stockage MAVL/HA. Toutefois, le stockage de la totalité des colis de déchets « graphites » avec les colis de déchets HA/MAVL conduirait à doubler la surface prévue pour les déchets MAVL (100 000 m³ de graphites pour 80 000 m³ de MAVL), accroissant ainsi d'un tiers l'emprise totale d'un stockage, et entraînerait des coûts à estimer, vraisemblablement élevés, dont il faudra vérifier la compatibilité avec le principe de cohérence évoqué dans le PNGMDR.

S'il est logique que, notamment du fait de l'absence d'un site concret sur lequel on puisse conduire les études, subsistent encore certaines interrogations, il paraît important en revanche, tant vis-à-vis de la mise en place des filières de gestion que d'une information claire des communautés locales concernées, que soient réduites suffisamment tôt les incertitudes sur la nature des inventaires qui sont destinés à chaque forme de stockage définitif.

d. Marges d'incertitude subsistant en 2010

Une étude de sûreté crédible ne peut reposer que sur l'examen d'un site concret déjà suffisamment reconnu. Les études génériques, telles que celles déjà conduites par l'Andra, constituent un exercice incontestablement utile pour mettre au point une approche, des

méthodes, des logiciels de calcul et pour repérer les paramètres les plus importants. Elles ne peuvent pour autant fournir une base solide de décision pour les choix qu'implique une stratégie optimale de gestion.

Comme le ou les sites concrets envisageables ne seront connus au mieux qu'en 2010, on disposera de délais brefs pour jauger les performances d'un site, concevoir un stockage, conduire des études de sûreté et préciser l'inventaire que le site peut accueillir. Certaines connaissances risquent donc d'être encore mal consolidées à ce stade et de laisser place à des marges d'incertitude qu'on n'aura pas eu le temps de réduire significativement, ce qui devra inciter à une attitude prudente. Ainsi les performances d'étanchéité d'une couverture artificielle risquent de ne pouvoir avoir encore été testées et validées, ce qui pourrait les disqualifier pour le stockage des déchets les plus nocifs.

e. Profondeur de l'ouvrage et sûreté

La profondeur est une différence importante entre stockage MAVL/HA et stockage FAVL. Le coût d'un ouvrage souterrain est plus que proportionnel à sa profondeur, de sorte que le principe de cohérence appelle que la profondeur du stockage soit adaptée à la nocivité des déchets qu'on y dépose.

En fait la profondeur sous la surface du sol résulte de l'addition de l'épaisseur de la couche d'argile au-dessus des installations de stockage et de l'épaisseur de la couverture rocheuse proche de la surface qui protège l'argile de l'érosion. C'est un paramètre important pour la sûreté du stockage comme l'est l'épaisseur totale de la couche d'argile.

Du point de vue de l'évolution interne du stockage, dans un scénario de migration verticale, les temps caractéristiques des phénomènes de convection et de diffusion transitoires augmentent comme le carré de l'épaisseur des formations protégeant le stockage. Du point de vue des évolutions externes, en comparaison du cas du stockage MAVL/HA, un stockage de profondeur réduite présente une vulnérabilité accrue aux aléas géologiques (érosion) et aux intrusions humaines conventionnellement appelées banales. Ces risques appelleront donc une attention particulière, en gardant à l'esprit les écarts dans l'ordre de grandeur de l'activité des déchets.

En tout état de cause, l'estimation d'une profondeur suffisante ne pourra résulter que d'une étude de sûreté prenant en compte l'ensemble des caractéristiques d'un site concret.

Néanmoins, au vu des études génériques présentées par l'Andra, il paraît souhaitable que, dans le cas de la recherche de sites pour le stockage des graphites, l'attention se porte sur des sites permettant de placer le stockage dans une couche d'argile de l'ordre de 100 mètres d'épaisseur sous une couverture rocheuse permettant d'assurer que l'érosion ne puisse attaquer l'argile et réduire le confinement du chlore lorsque celui-ci migrera, ce qui fixe la profondeur minimale du stockage à une centaine de mètres environ.

Les temps de sortie, hors de la couche d'argile, du ³⁶Cl par diffusion sont de l'ordre de quelques dizaines à quelques centaines de milliers d'années pour le pic de dose, dans les situations génériques étudiées par l'Andra. Le concept de stockage dans une formation argileuse sous couverture horizontale, la moins sensible à l'érosion, semble offrir le plus de garanties. Pour un stockage de graphites placé à une profondeur d'au moins une centaine de mètres, au sein d'une couche d'argile bien protégée de l'érosion par une roche dure, les calculs préliminaires de l'Andra montrent que l'impact à l'exutoire est réduit et le temps de sortie allongé, par rapport aux autres situations envisagées.

Le stockage des déchets « graphites » apparaît ainsi comme un problème difficile qui appelle une approche spécifique : il ne suffit pas de transposer à une profondeur plus faible les acquis de l'analyse du stockage des MAVL/HA.

TABLEAU 1

Données de l'Andra (audition du 16 janvier et du 10 avril 2008).		
(Elles diffèrent parfois de quelques tonnes selon des données figurant dans d'autres documents communiqués à la Commission.)		
Radifères	Tonnes (% en volume)	Activité en 2013
Rhodia RRA (Résidus Radifères Actifs) en fûts *	5 400 (21)	36 TBq**
Rhodia RSB (Résidus Solides Banalisés) en vrac	7 450 (29)	13 TBq
CEA résidus et stériles en fûts	130 et 1 285 (0,5 et 5)	
CEA hydroxydes en fûts	3 080 (12)	
Cézés résidus en fûts	7 200 (28)	
Andra divers	1 285 (5)	
Total	30 000 t (35 000 m³)	49 TBq*
<p>* Rhodia a en entreposage des matières valorisables contenant Th, U et TR :</p> <ul style="list-style-type: none"> - des nitrates solides, 10 760 t (46 % de ThO₂, gamma au contact 800 microSv/h, en fûts inox ou PE), des nitrates en solution, 226 t (36 % de ThO₂, gamma 450 microSv/h, en cubi) et des hydroxydes bruts, 21 755 t (10 % de ThO₂, 2 600 t en vrac et le reste en fûts PE) - des mélanges de TR (carbonates, sels, oxydes, matières en suspension MES), 10 000 t à 18 Bq/g (2,5 microSv/h) et 12 000 t à < 6 Bq/g (0,5 microSv/h) <p>Rhodia a repris en 2006 les E&R pour le traitement des MES visant à obtenir des oxydes de TR. C'est une opération industrielle sur de la matière non radioactive au sens du code de la santé. Elle devrait démarrer en 2010. Le recyclage des MES donnera des déchets normaux, non comptabilisés ici.</p> <p>Rhodia veut valoriser à partir de 2012 le Th et les TR des matières entreposées. Elle attend 183 t de résidus radifères similaires aux 5 120 t de déchets radifères entreposés à Cadarache (soit les 5 400 t du tableau) et 8 390 t d'autres résidus radifères pouvant aller en TFA, en CET 1 (ou en stockage dédié ?).</p> <p>** Ces déchets contiendraient 128 t de ²³⁸U (1,6 TBq) et 245 t de ²³²Th (1 TBq) avec des excès de ²²⁶Ra (3,3 TBq ou 91 g pour 43 g à l'équilibre) et de ²¹⁰Pb (20 TBq) d'une part et de ²²⁸Ra (2,8 TBq) et ²²⁸Th (3,6 TBq) d'autre part. Le fait qu'il n'y ait pas d'équilibre séculaire pour ²²⁶Ra et ²²⁸Ra, et leurs descendants ²¹⁰Pb et ²²⁸Th, résulte probablement des opérations chimiques effectuées sur les minerais de TR.</p>		
<p>Commentaire : le CEA pourrait avoir à stocker 27 600 t au lieu des 4 600 t indiquées ; Rhodia 23 200 t au lieu de 13 500.</p>		

Données de l'Andra (audition du 16 janvier 2008)

Graphites*	Tonnes (% en volume)	Activité TBq en 2013
Empilements EDF	19 000 (80)	10 290
Empilements CEA		1 822
Chemises et âmes Marcoule	370 (20)	2 860
Fils de selle**		3 300
Chemises la Hague***		2 630
Réacteurs CEA	230	43
Total	23 000 pour 100 000 m³	21 000

*Les principaux radionucléides formés dans le graphite et encore présents après 20 ans de refroidissement sont : T, ⁶⁰Co, ³⁶Cl, ¹⁴C, ⁶³Ni. Leurs teneurs dépendent des impuretés qu'ils contiennent. Les voies de formation sont : ⁶Li (n, α)T, ⁵⁹Co(n, γ)⁶⁰Co, ³⁵Cl(n, γ)³⁶Cl, ¹³C(n,γ)¹⁴C et ¹⁴N(n, p) ¹⁴C, ⁶²Ni(n, γ)⁶³Ni. La nuance utilisée dans les UNGG contient en ppm Li : 0,09, Co : 0,2, Cl : 2 à 12, N : jusqu'à 50 sorbé en surface. La composition isotopique du ¹³C est de 1,10 %.

En 2013 l'activité spécifique moyenne de l'ensemble est estimée à 100 kBq/g, due pour les trois quart à T, ⁶⁰Co et ⁶³Ni. On estime à 100 TBq l'activité de ¹⁴C et à 5 TBq celle de ³⁶Cl dans 5 000 t de déchets « graphites » du CEA et à 32 TBq l'activité totale en ³⁶Cl de tous les déchets « graphites ». L'extrapolation à tous les déchets, sur ces bases, conduit à environ 500 TBq en radionucléides à vie longue.

** Inox (Fe, Ni, Cr).

*** mélangés avec U, Al Mg et Zr.

L'inventaire des autres déchets FAVL contenant Ra, U ou Th d'activité massique faible sera connu fin 2008. Les Orum (Objet au radium à usage médical) ne peuvent être pris en charge que démantelés. Il faut que l'activité de chaque objet stocké ne dépasse pas 28 kBq.

Annexe 8

ÉCHÉANCES ET ORIENTATIONS DES E&R EN SÉPARATION-TRANSMUTATION

Toutes les E&R en séparation-transmutation dont il est fait état dans cette annexe découlent de la loi de 2006 et du PNGMDR 2007-2009 qui ont fixé, sur la base des résultats acquis dans le cadre de la loi de 1991, les directions des E&R dans lesquelles la France doit désormais s'engager. La loi dispose notamment de poursuivre les E&R en séparation-transmutation. Redéfinissant les grandes orientations de la politique publique concernant la gestion des matières et déchets radioactifs, la loi a ainsi ouvert une nouvelle période d'E&R en séparation-transmutation avant que ne soit éventuellement abordée une période opérationnelle dont le Parlement définira les réalisations.

1. CONTEXTE DE LA GESTION DU PARC ÉLECTRONUCLÉAIRE

La politique énergétique électronucléaire de la France consiste aujourd'hui à retraiter par un suffisamment de combustible usé UOX (850 t) pour alimenter 20 réacteurs nucléaires en combustible Mox avec une teneur moyenne en plutonium inférieure à 7 % (100 t) et à mettre aux déchets les actinides mineurs et les produits de fission (usine UP2 800 à La Hague). Cela correspond annuellement à la production de 110 m³ de déchets HAVL et 300 m³ de déchets MAVL. Tous les colis MAVL et HAVL produits sont en entreposage à la Hague.

Le plutonium séparé est monorecyclé. Le combustible Mox est énergétiquement équivalent à un combustible UOX enrichi à 3,25 % en uranium 235. Fin 2005, 2 440 assemblages Mox (1 100 tML¹³) auront été chargés en réacteur, ce qui aura nécessité 65 t de plutonium. Les assemblages de combustibles usés, UOX non retraité et Mox, sont entreposés sous eau, soit respectivement 200 t et 100 t. Environ un tiers de l'uranium de retraitement (280 t) est enrichi à l'étranger, à environ 4 %, pour approvisionner 2 réacteurs en combustible Ure¹⁴ (35 t) ; le reste est entreposé (525 t).

Pour les 20 tranches utilisant du Mox, le basculement vers la gestion dite « parité Mox » a commencé en 2007, et doit être totalement réalisé à l'horizon 2009. Cette gestion permet d'amener le taux de combustion du Mox à un niveau équivalent à celui du combustible UOX, c'est-à-dire à environ 46 GWj/t en moyenne, en respectant la limite administrative actuelle de 52 GWj/t.

Il est prévu de retraiter avant 2040 tout le combustible usé (UOX-45 000 t, Ure-1 550 t, Mox-2 900 t) issu du parc électronucléaire actuel selon le calendrier suivant : 850 t/an d'UOX jusqu'en 2030 ; 1 250 t/an d'UOX et Mox (Mox en dilution ne dépassant pas 20 % dans UOX) jusque vers 2040 ; 100 t/an de Ure entre 2030 et 2040. L'année 2030 marquera une augmentation de capacité de certaines installations de l'usine de retraitement de la Hague. Aujourd'hui 13 000 t de combustible UOX ont été retraitées, conduisant à quelques 13 000 colis de verre. Tous les colis de verre sont voués au stockage géologique après une période d'entreposage. Ils contiendront l'essentiel de l'inventaire de radiotoxicité des déchets nucléaires du parc EDF.

¹³ tML : tonne de métal lourd.

¹⁴ Uranium REenrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi afin d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

2. CADRE DES E&R

L'article 1 de la loi de 2006 précise que les E&R en séparation-transmutation « *doivent être conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires mentionnées à l'article 5 de la loi de programme 2005-781 du 13 juillet 2005 fixant les orientations de la politique énergétique, ainsi que sur les réacteurs pilotés par accélérateurs dédiés à la transmutation des déchets, afin de disposer en 2012 d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation avant le 31 décembre 2020* ».

Le PNGMDR de 2007 « *fixe des échéances pour la mise en œuvre de nouveaux modes de gestion, la création d'installations ou la modification des installations existantes*».

Le CEA est le principal acteur des E&R sur la séparation-transmutation ; il est en charge de les coordonner. La communauté académique nationale (CNRS et universités réunis dans le programme Pacen¹⁵) y participe. La plupart des E&R sont liées à des programmes européens (6^{ème} et 7^{ème} PCRD Euratom) et internationaux (GNEP¹⁶ et le forum Gen-IV¹⁷).

Les E&R en séparation-transmutation visent à changer qualitativement la nature des déchets HAVL issus du retraitement du combustible usé, en réduisant considérablement la charge en actinides mineurs des colis de verre. Toutefois, on ne considère pas ici les colis de verre du parc électronucléaire actuel, déchets ultimes voués au stockage géologique. En effet, il est prévu de retraiter d'ici à 2040 tout le combustible usé (UOX, Ure, Mox) de ce parc. Par ailleurs, la mise en œuvre d'une stratégie de séparation-transmutation nécessite de disposer de RNR critiques ou sous-critiques (ADS¹⁸), dont on ne prévoit le déploiement, pour les premiers, qu'après 2040. Cette stratégie ne peut donc intéresser que le combustible usé d'un futur parc électronucléaire, dont le renouvellement vient de commencer avec des EPR¹⁹.

28

Les E&R en séparation-transmutation visent à développer des procédés de séparation des actinides mineurs et de fabrication de combustibles ou de cibles de transmutation, incorporant ces actinides mineurs, en association ou non avec l'uranium et le plutonium. Ces procédés devront pouvoir être mis en œuvre quand le parc EDF comportera des RNR capables d'accepter ces combustibles ou ces cibles (au plus tôt 2040).

L'autre possibilité serait de disposer de systèmes sous-critiques (ADS) pour transmuter les actinides mineurs, avec du plutonium. Elle serait techniquement compatible avec un parc de EPR (ou de RNR recyclant uniquement U et Pu) et constitue dans ce cas la stratégie dite de « double strate »²⁰. Aucune date n'est encore prévisible pour le déploiement d'un parc d'ADS.

¹⁵ Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire ; programme interdisciplinaire du CNRS.

¹⁶ Global Nuclear Energy Partnership ; cinq pays fondateurs (Etats-Unis, France, Chine, Japon, Russie), et onze nouveaux membres depuis septembre 2007 (Australie, Bulgarie, Ghana, Hongrie, Jordanie, Kazakhstan, Lituanie, Pologne, Roumanie, Slovaquie et Ukraine).

¹⁷ Forum international « *Generation IV* » associant des institutions de dix pays et la Communauté européenne pour l'étude de réacteurs de 4^{ème} génération et les cycles de combustible associés.

¹⁸ Accelerator Driven System, système de transmutation assistée par accélérateur.

¹⁹ European Pressurized Water Reactor ; réacteur à eau sous pression de 3^{ème} génération.

²⁰ Les actinides mineurs sont brûlés dans un système hybride dédié, réacteur rapide sous-critique et accélérateur (ADS).

3. STRATÉGIE

Après la promulgation de la loi du 28 juin 2006, des décisions stratégiques ont été prises par le Comité à l'énergie atomique du 20 décembre 2006.

Les E&R sur les réacteurs critiques concerneront les RNR à caloporteur sodium (RNR-Na) et les RNR à caloporteur gaz (RNR-He). Pour la première filière, la priorité est donnée à la conception et à la réalisation d'un prototype en 2020, confiées au CEA en liaison avec des partenaires industriels. Les technologies et les principes de fonctionnement d'un RNR-He devront être examinés dans un cadre européen. Par ailleurs, une veille scientifique sera assurée sur les RNR-Pb, les RSF²¹ et les RHT/RTHT²². Les E&R sur les réacteurs sous-critiques (ADS) seront conduites dans le cadre du programme européen Eurotrans²³.

Les E&R sur les cycles des combustibles de ces filières porteront sur des procédés de recyclage avancés et concerneront à la fois la séparation des actinides mineurs et la fabrication des combustibles ou des cibles de transmutation. En séparation, les E&R doivent suivre plusieurs voies jusqu'au moment des décisions. La priorité est donnée aux traitements hydrochimiques (liés aux RNR) sur les traitements pyrochimiques (liés aux ADS). Les E&R pour la fabrication de combustibles à uranium et plutonium pour le prototype RNR-Na sont prioritaires par rapport à celles sur la fabrication de combustibles ou de cibles contenant des actinides mineurs. Deux pilotes devront être construits en temps utile à la Hague pour fabriquer quelques tonnes de combustible nourricier pour le cœur du prototype RNR-Na et quelques dizaines à quelques centaines de kilogrammes de combustibles et cibles à base de U, Pu, Am et Np (voire de Cm) selon les options.

Les E&R en séparation-transmutation nécessitent d'examiner les opérations suivantes : la séparation des actinides mineurs du combustible usé, leur incorporation dans des assemblages appropriés et leur irradiation dans des installations de transmutation sous neutrons rapides. Une stratégie de séparation-transmutation nécessite que ces opérations soient réalisées industriellement et qu'elles soient répétées sur des matières de plus en plus radioactives.

Les programmes des E&R sont établis et les échéances fixées pour permettre au CEA de fournir en 2012 « *un rapport d'évaluation des perspectives de différentes filières industrielles de séparation-transmutation* ». Ils tiennent compte des jalons de la loi, des décisions du Comité à l'énergie atomique, et de la décision du Président de la République en janvier 2006, de construire un prototype de RNR pour 2020. Le CEA doit le concevoir avec d'éventuels partenaires industriels nationaux ou internationaux.

4. POINTS DE VUE DES ACTEURS

Les E&R d'ici à 2012 doivent permettre d'envisager des perspectives industrielles. Les points de vue prospectifs des acteurs du nucléaire (EDF, Areva et le CEA) susceptibles de déployer la séparation-transmutation en liaison avec la politique énergétique nationale sont donc très importants.

²¹ Réacteur à Sels Fondus à neutrons thermiques (MSR : Molten Salt Reactor) dans lequel les sels fondus sont à la fois le combustible et le caloporteur.

²² RTHT : Réacteur à Très Haute Température à neutrons thermiques et caloporteur hélium.

²³ European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System ; 6^{ème} PCRD (2005-2009, 29 partenaires, 11 pays).

a. EDF

Le retraitement actuel du combustible usé et le monorecyclage partiel de U et Pu dans le Mox ont un double avantage sur le non-retraitement. Ils conduisent à un bon conditionnement à long terme des actinides mineurs et des produits de fission (colis de verre), tout en ouvrant la possibilité d'installer, après 2040, 20 GWe de RNR (nécessitant environ 300 t de Pu issues du retraitement de 3 000 t de Mox et 15 000 t de UOX). Les RNR prendraient vers 2040 le relais des réacteurs EPR, avec lesquels le parc actuel commencera d'être renouvelé en 2012. EDF considère comme seuls viables pour 2040 les RNR-Na en continuité du cycle actuel. La gestion des actinides mineurs est en option au recyclage de U et Pu. L'émergence de la séparation-transmutation est ainsi vue par EDF dans l'évolution à long terme de l'énergie nucléaire. Pour démarrer en 2040 des RNR-Na, il faut décider en 2012 des options pour le prototype de 2020 ainsi que des programmes ultérieurs de développement, en tenant compte de l'approvisionnement en Pu. C'est pourquoi les études de scénarios, dans lesquelles EDF est impliquée, sont importantes. Elles doivent permettre d'envisager des situations « enveloppes » contrastées et de tenir compte des limitations imposées par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). EDF n'avait pas prévu de financement direct en 2007 sur la séparation-transmutation²⁴.

b. Areva

Les usines de la Hague peuvent retraiter du Mox en dilution et assurer jusque vers 2030-2040 la production de plutonium nécessaire au lancement de RNR. Areva étudie depuis quelques années le procédé de co-extraction de U et Pu (Coex). Areva n'envisage pas de le mettre en œuvre dans les usines actuelles de la Hague mais de le proposer avec de nouvelles usines qui seraient construites à l'étranger. Les séparations industrielles des actinides mineurs par les nouveaux procédés étudiés (voir ci-dessous) ne seront possibles que dans les nouvelles installations qui remplaceront celles de la Hague à l'horizon 2035-2040. En particulier, il ne semble pas approprié de greffer, sur l'usine actuelle, un pilote de séparation des actinides mineurs. Pour Areva, les possibilités de séparation des actinides mineurs, indispensables pour la séparation-transmutation, sont vues dans le long terme. A cet égard, Areva soutient les études de scénarios et les études technico-économiques mais n'a pas mis de financement direct en 2007 sur la séparation-transmutation.

L'usine Melox assure la fabrication du Mox pour les Rep mais elle ne peut pas produire de Mox pour les RNR. C'est pourquoi il est prévu, suite à l'arrêt de l'atelier AT-Pu de Cadarache, d'installer à la Hague, en temps utile, une unité de fabrication des assemblages nécessaires au prototype RNR de 2020. Un micro-pilote de fabrication d'aiguilles expérimentales comportant des actinides mineurs est aussi envisagé à la Hague ; il est en cours d'étude.

c. CEA

Le CEA, en soutien de l'industrie électronucléaire nucléaire actuelle, est en charge du développement et de la coordination des E&R sur la séparation-transmutation ; il joue un rôle central. Il donne une priorité au développement du monorecyclage de l'uranium et du plutonium dans les Rep actuels et les EPR, d'une part, et de leur multirecyclage dans les RNR d'autre part. Les développements sur le recyclage des actinides mineurs dans les RNR en modes homogène et hétérogène, et dans les ADS en double strate, se situent dans une perspective de progrès continus.

²⁴ Voir document DGEMP et DGRI : Stratégie et Programmes des recherches relatifs au Plan National de Gestion des Matières et Déchets radioactifs - édition 2007, p. 53.

5. DIFFICULTÉS DE L'ÉVALUATION

L'évaluation scientifique des E&R porte en premier sur la qualité en regard de l'état de l'art. Les critères sont intrinsèques aux disciplines concernées. En revanche, il est plus difficile d'évaluer globalement les sous-ensembles et les ensembles des recherches qui convergent vers un projet, car il convient alors de considérer des critères liés aux objectifs visés par le projet. Ces critères doivent être fixés par l'autorité publique.

A cet égard, la Commission relève les points délicats suivants :

- la déconnection des E&R conduites pour la séparation-transmutation et le stockage géologique. L'objectif de réduction de l'inventaire de radiotoxicité des déchets par la séparation-transmutation ne concerne pas les déchets qui iront au stockage prévu en 2025, qui est dimensionné par les déchets ultimes du parc actuel. Le stockage géologique, pour lequel on peut attendre un bénéfice de la séparation-transmutation, vise des déchets connus qui résulteraient de la mise en œuvre de la séparation-transmutation et des déchets inconnus qui résulteraient des matières radioactives non transmutes à l'arrêt de la séparation-transmutation et considérées alors comme des déchets. On voit que l'époque à laquelle on souhaite évaluer l'inventaire de radiotoxicité est importante. Quels objectifs viser pour la séparation-transmutation ? A quelles échéances ? Les résultats des E&R en séparation-transmutation dépendent des réponses à ces deux questions puisqu'elles fixent les performances recherchées en termes de taux de transmutation. Il convient par ailleurs de remarquer qu'il est difficile de réduire l'impact radiologique résiduel d'un stockage géologique par la séparation-transmutation des actinides mineurs, ce qui est visé au-delà d'un certain seuil. En effet, celui-ci sera déterminé par les radionucléides qui y contribuent significativement et qui échappent au retraitement car ils se trouvent dans des matériaux de structure et non dans le combustible lui-même.
- les critères objectifs à considérer pour jalonner la longue marche allant du laboratoire au stade industriel. Des critères ont été donnés pour juger des faisabilités scientifique et technique des procédés, mais il reste à définir ceux qui jugent de la faisabilité industrielle. Celle-ci ne se déduit pas d'une simple démonstration à échelle réduite. Il faut s'assurer que la technologie est prête, que les opérations peuvent être contrôlées à distance et qu'il existe une filière de gestion connue pour les déchets secondaires. Il faut par ailleurs garantir la sûreté des procédés à grande échelle (tonnes de matière), y compris en situation anormale. L'évaluation de la sûreté est hors de la compétence de la Commission. Lorsqu'il s'agit d'évaluer des ensembles de procédés visant le même objectif, la disparité des connaissances des sous-ensembles fait que l'évaluation objective de leur viabilité doit être reportée, pour juger à armes égales des processus complets ; ceci repousse les décisions. À ces aspects purement techniques s'ajoute l'aspect économique. Les évaluations coûts-bénéfices des procédés, ou d'ensembles de procédés, se heurtent à la difficulté de principe de comparer coûts immédiats et bénéfices potentiels, éloignés dans le temps. Des règles de comparaison sont nécessaires qui relèvent de choix que la Commission ne peut faire. Le manque de critères ne permet pas d'éviter la fuite en avant aux étapes de rendez-vous.
- l'appréciation du déroulement des E&R au regard des moyens lourds disponibles (RNR) et des moyens humains et financiers. Pour le premier, les dates et les caractéristiques provisoires avancées permettent certes de positionner les E&R sur la séparation-transmutation des actinides mineurs mais aussi, de façon plus douteuse, de prétendre à la flexibilité des E&R, ce qui disperse les efforts et les moyens. Pour les seconds, la Commission ne dispose encore ni de données ni de prévisions fiables.

- un dernier point concerne les aspects commerciaux et de protection liés aux procédés industriels dont il est difficile d'apprécier l'impact sur les E&R.

6. ÉCHÉANCES POUR LES E&R CONCERNANT LES RÉACTEURS

Le déploiement, à partir de 2040, d'une filière RNR recyclant d'abord l'uranium et le plutonium, donne la priorité aux E&R concernant le prototype innovant de type RNR-Na, puisque ce type de réacteur est considéré comme le seul à pouvoir être déployé en 2040. Il s'agit de tirer le maximum d'énergie de l'uranium et donc d'exploiter l'uranium appauvri. On tiendra compte des considérations suivantes : un RNR-Na prototype de 200 à 300 MWe (caloporteur intégré ou à boucles) permettra l'évaluation des performances techniques et économiques d'options innovantes, tandis qu'un prototype de 600 MWe serait à une échelle représentative pour évaluer la sûreté. Les échéances pour le prototype RNR-Na sont :

2007- 2009 : première phase d'étude ;

2009 : consolidation des orientations ;

2009-2012 : évaluation des options ;

2012 : choix des technologies, choix des options les plus prometteuses, décision de construction.

En parallèle, la réalisation, d'un RNR-He de 50 MWth permettrait les démonstrations suivantes : conception du combustible, sûreté, contrôle neutronique et instrumentation. Une telle réalisation, qui pourrait voir le jour dans le cadre d'une collaboration européenne, préparerait celle d'un prototype. Pour les E&R sur un tel démonstrateur, il n'y a pas de calendrier précis proposé.

32

Un ADS prototype de 100 MWth démontrerait la faisabilité technique du concept de transmutation en double strate. Les E&R conduites dans le cadre d'Eurotrans sur les ADS doivent aboutir en 2009 à un projet de conception d'une installation qui démontre la faisabilité technique de la transmutation. Une centaine de MWth est précisément le niveau de puissance auquel est conçu, à Mol (Belgique), le démonstrateur Myrrha²⁵/XT-ADS. Cette installation est étudiée dans le cadre du projet Eurotrans, comprenant l'étude des matériaux et du combustible de réacteurs rapides pour 2020, en commençant la démonstration par la technologie « plomb ». Ce programme est couplé au projet Pateros²⁶ qui vise un enchaînement de R&D jusqu'à une installation pilote.

7. ÉCHÉANCES POUR LES E&R CONCERNANT LES CYCLES DU COMBUSTIBLE

a. Séparation

Compte tenu du déploiement de RNR incinérateurs (recyclant les actinides mineurs) et de celui des RNR électrogènes, il convient d'étudier plusieurs types de procédés de séparation des actinides couvrant l'ensemble des besoins. Il faut se garder de choix prématurés ; d'une part pour ne pas biaiser la politique énergétique industrielle et d'autre part pour rester attentif à un contexte international évolutif. Au CEA (et sans doute à Areva), la priorité est donnée aux traitements hydrochimiques ; les traitements pyrochimiques sont plutôt recherchés pour les combustibles des ADS, très chargés en actinides mineurs. Les procédés étudiés pour les RNR

²⁵ Projet belge expérimental de système hybride complet de faible puissance.

²⁶ Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear energy ; (2006-2008, 17 partenaires, 11 pays).

sont Coex, Diamex-Sanex et Ganex (voir tableau ci-après). Le CEA et Areva estiment qu'il ne sera pas nécessaire de se doter d'une installation pilote pour tester les séparations avancées des actinides mineurs. Les E&R en pyrochimie ne devraient pas conduire à des procédés de séparation avant longterm.

b. Fabrication des combustibles

Les E&R sur la fabrication de combustibles à U et Pu pour le prototype RNR-Na découlent des orientations des E&R sur les réacteurs d'une part, et en séparation d'autre part.

Concernant la transmutation des actinides mineurs en RNR, le CEA conduira des E&R sur les séparations et la co-conversion. Dans les RNR-Na, le recyclage est envisagé, soit en mode homogène dans des combustibles Mox contenant 1 à 2 % d'actinides mineurs, soit en mode hétérogène dans des cibles inertes placées en cœur ou encore dans un combustible à uranium en couverture du cœur (10 à 20 % d'actinides mineurs). Pour les ADS, il s'agira d'un combustible à 50 % de plutonium et d'actinides mineurs.

Les E&R en co-conversion pour la fabrication des combustibles et cibles seront intimement liées à celles sur la séparation. Elles porteront en priorité sur l'obtention d'oxydes qui sont aussi les composés « pivot » pour aller vers des combustibles métalliques ou de type carbure. Ces E&R sont déjà bien entamées : la voie de la co-précipitation des oxalates et leur co-conversion en oxydes est la voie de référence ; la voie sol-gel est réservée à des expériences de laboratoire.

Les E&R sur la caractérisation des différents composés ou alliages métalliques, candidats à devenir combustible ou cible, comportent inévitablement de longues irradiations en neutrons rapides, qui ont commencé dès que Phénix a été de nouveau disponible. Certaines expériences vont livrer leurs enseignements dès cette année. Mais Phénix fermera en 2009.

D'une façon générale, entre 2007 et 2012, il s'agira d'essais de séparation et de co-conversion en laboratoires, notamment dans Atalante, et de l'analyse des irradiations sur Phénix ainsi que de nouvelles expériences d'irradiation. Après 2012 et jusqu'en 2020, des essais pilotes de co-conversion-fabrication d'assemblages auront lieu à la Hague pour fabriquer le combustible Mox (U et Pu) du prototype, suivant les options retenues en 2012. Le micro-pilote de fabrication d'assemblages tests est à l'étude, ces assemblages contenant des actinides mineurs avec des lots d'américium et de neptunium, obtenus sans mettre en œuvre les procédés de séparation innovants. Dès aujourd'hui, on envisage qu'il pourrait produire 350 kg/an de $(U_{0,8}Pu_{1,0}Am_{0,2})O_2$ ou 60 kg/an de $(U_{0,9}Am_{0,1})O_2$ pour tester la transmutation en mode homogène (350 aiguilles/an) ou hétérogène (70 aiguilles/an). Cela nécessiterait de l'ordre de 6 kg d'américium ou de neptunium par an.

c. Échéances pour les E&R

Concernant le combustible du prototype RNR-Na :

2009 : Démonstration de la faisabilité industrielle de Coex (le PNGMDR la positionne en 2008) et choix du procédé de fabrication du Mox pour le RNR.

Concernant le recyclage homogène :

- 2009 : Démonstration de la faisabilité scientifique de Ganex sur des solutions réelles ; évaluation des avantages et inconvénients des procédés pyrochimiques (efficacité, déchets).
- 2009-2012 : Démonstration de la faisabilité du procédé de co-conversion oxalate-oxyde (à industrialiser par la suite et à tester dans les ateliers pilotes de fabrication des combustibles) ; validation des procédés pyrochimiques sur des installations en chaîne blindée dans Atalante.
- 2012 : Démonstration de la faisabilité technique de Ganex avec des appareils prototypes ; fabrication dans Atalante d'éléments de combustibles contenant moins de 2,5 % d'actinides mineurs pour irradiation dans Joyo ; Décision de construction des ateliers de fabrication de combustible en support au prototype RNR-Na (quelques t/an à 20 % de Pu) et de combustible ou cible avec Am et Np (quelques dizaines de kg/an, 20 % d'actinides mineurs).
- 2020 : Début d'expérience d'irradiation à l'échelle d'un assemblage de combustibles avec actinides mineurs dans Monju.

Concernant le recyclage hétérogène :

- 2007-2009 : Optimisation de Diamex-Sanex dans Atalante.
- 2010 : Expérience d'irradiation d'aiguilles à 20 % d'actinides mineurs dans Bor-60.
- 2012 : Synthèses des essais d'irradiations dans Phénix (Actinides > 20 %).

8. LES ACTEURS

A côté du CEA, acteur principal des E&R en énergie nucléaire et en séparation-transmutation nécessitant des moyens lourds, le CNRS pilote le programme Pacen²⁷.

Ce programme interdépartemental est placé sous la responsabilité de l'IN2P3 ; il dépend directement de la Direction du CNRS. Les E&R sont conduites dans plusieurs domaines de la gestion des déchets nucléaires, au sein de six GdR, certains en interaction mutuelle. De plus, 3 programmes sont directement gérés par Pacen, organisé pour coordonner et suivre les E&R. La communauté pluridisciplinaire de Pacen compte de nombreux chercheurs « académiques » (probablement plus de 200) qui travaillent en collaboration avec le CEA et l'Andra. En 2007, 73 hommes.an ont été consacrés aux E&R sur la séparation-transmutation et 52 sur le stockage géologique ; 22 ateliers ont été organisés et 180 actions de recherche ont été soutenues avec un budget de 11 M€ alimenté par le CNRS et les acteurs de la loi. La production scientifique en 2007 a été de 150 articles dans des revues internationales et 50 thèses.

Les E&R menées dans Pacen s'intègrent à celles coordonnées par le CEA et l'Andra en se situant souvent, mais pas nécessairement, en amont des développements de procédés, des développements technologiques ou des études géologiques de terrain. Pour la séparation-transmutation, le GDR Gépédéon²⁸ (CEA, Areva, EDF) permet d'animer les E&R sur les

²⁷ Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire ; programme interdisciplinaire du CNRS.

²⁸ GDR sur la Gestion des Déchets et Production d'Energie par des Options Nouvelles.

réacteurs et les ADS ; le GDR Matinex²⁹ (CEA, EDF, Areva-NP et NC) celles sur les matériaux pour la transmutation, et le GDR Paris³⁰ (CEA, EDF, Andra) celles sur la physicochimie des éléments radioactifs mis en jeu dans le nucléaire et le stockage géologique.

Pour le stockage géologique, le GDR Momas³¹ (CEA, Andra, IRSN, EDF, BRGM) coordonne les E&R en modélisation et simulation, le GDR Forpro (Andra) celles sur les formations géologiques et le GDR Trasse³² (IRSN) celles sur les éléments d'intérêt dans la biosphère. Les programmes spécifiques concernent les accélérateurs « haute intensité » et les sels fondus pour le nucléaire. Le programme Pacen fait un effort notable pour lancer un programme susceptible d'intéresser la communauté SHS du CNRS aux problématiques du nucléaire et de l'environnement. Enfin, Pacen est très impliqué dans les actions européennes.

Les E&R conduites en France ne sont pas indépendantes de celles conduites à l'étranger. En général, les pays nucléaires souscrivent aux programmes de Gen-IV et GNEP, mais dans la pratique, les situations sont contrastées. Pour diverses raisons, si ces pays ont souvent une expérience industrielle du retraitement du combustible nucléaire usé pour réutiliser l'uranium et le plutonium, seuls la France et le Japon ont un programme clairement affiché d'E&R en séparation-transmutation, qui passe par des séparations avancées et des tests en RNR.

Les échéances prévues pour les développements technologiques sont sensiblement les mêmes, bien que les options diffèrent. Aux USA, l'incertitude quant à un changement de politique énergétique qui permettrait de passer d'un cycle ouvert à un cycle fermé, ne sera levée qu'en 2008. Depuis 2002, les USA se préparent à cet éventuel changement en essayant de relancer les E&R sur les séparations avancées ; ils ont également un projet de prototype RNR. Pour ce qui concerne les ADS, la situation n'est guère prévisible, ni au Japon ni en France ; les USA ont arrêté leurs recherches.

Ainsi, au plan international, seuls le Japon et la France apparaissent clairement comme des pays soutenant la séparation-transmutation, autrement qu'en intention. Dans ces deux pays, les E&R seront longues pour mettre au point les procédés industriels permettant d'approvisionner les RNR-Na en combustibles appropriés. Pour l'instant, il ne se dégage pas réellement de programme commun en séparation-transmutation au plan international, au-delà de la recherche de convergences et de complémentarités d'irradiations.

La Commission a pu constater (Global 2007) que la France jouait un rôle important dans le concert international ; la cohérence de la vision française des développements de réacteurs et de la gestion des déchets était remarquée. C'est également le cas au plan européen où la France continue d'impulser des actions à long terme, par exemple à travers le programme SNE-TP³³.

La France apparaît comme le pays où les conditions de poursuite des E&R en séparation-transmutation sont favorables et peu sensibles aux développements à l'étranger. A cet égard, l'échéance de 2012 est particulièrement importante pour le nucléaire du futur.

²⁹ GDR sur les MATériaux INnovants en conditions Extrêmes.

³⁰ GDR sur la Physico-chimie des Actinides et autres Radioéléments aux Interfaces et en Solutions

³¹ MOdélisation MATHématiques et Simulations numériques liées aux problèmes de gestion des déchets nucléaires, groupement de recherche ayant pour objectif la modélisation mathématique et la simulation numérique des situations ou scénario de gestion et de stockage des déchets nucléaires de haute activité et à vie longue.

³² Transferts des RAdionucléides dans le Sol, le Sous-sol et vers les Ecosystèmes.

³³ Sustainable Nuclear Energy Technology Platform ; cette plateforme créée en 2007 a pour objectif de coordonner à l'échelle européenne la R&D dédiée à la fission nucléaire, ainsi que les projets de démonstration.

Tableau des procédés de séparation développés par le CEA

Purex	Permet le recyclage de U et Pu séparément (les PF et les actinides mineurs vont aux déchets). Compatible avec les besoins des réacteurs de 2 ^{ème} et 3 ^{ème} générations, et avec les usines de la Hague et de Marcoule.
Coex	Permet le recyclage de U et Pu ensemble, (les PF et les actinides mineurs vont aux déchets). Améliore la résistance à la prolifération, mais aussi la qualité du Mox en conduisant à des solutions solides UPuO ₂ (en cours de tests dans Phénix). Rend nécessaire d'adapter le procédé Purex (Coex-extraction) et le procédé Coca (Coex-Conversion).
Diamex	Permet de séparer des An (actinides) et Ln (lanthanides) d'autres PF après utilisation de Purex. Compatible avec les besoins des réacteurs incinérateurs de 4 ^{ème} génération. Nécessite de nouvelles usines de retraitement et de fabrication de combustible.
Sanex	Permet la séparation des An des Ln après l'utilisation de Diamex. Compatible avec les besoins des réacteurs de 4 ^{ème} génération. Nécessite de nouvelles usines de retraitement et de fabrication de combustible.
Ganex	Permet la séparation de 70 % de U seul, puis des 30 % de U restant avec l'ensemble des transuraniens Np, Pu, Am et Cm. Compatible avec les besoins des réacteurs « transmutateurs » de 4 ^{ème} génération. Nécessite de nouvelles usines de retraitement et de fabrication de combustible.

36

Commentaires :

Sepou désigne les procédés en aval de Purex, par exemple l'ensemble Diamex et Sanex.

Diamex-Sanex est souple ; il rend possible la transmutation en mode hétérogène et homogène.

Purex + Sepou ou Coex + Sepou permettent à la fois le recyclage de U et Pu et une gestion des actinides mineurs : par exemple, transmutation des actinides mineurs en mode homogène (cœur de RNR-Na) ou en mode hétérogène (cible inerte en cœur de RNR-Na et couverture de RNR-Na avec U ; envoi des PF aux déchets). En fait le Cm irait en décroissance et il serait alors intéressant d'extraire Am seul après Purex. Ce procédé est étudié.

Ganex se substitue aux autres procédés et impose la transmutation en mode homogène.

Les procédés Ganex ou Sepou ne seront pas testés en vraie grandeur avant de disposer de nouvelles usines de retraitement.

Annexe 9

SCÉNARIOS DE TRANSMUTATION ET TRANSITION ENTRE PARCS ÉLECTRONUCLÉAIRES

1. SCÉNARIOS

L'élaboration de scénarios constitue un exercice incontournable de l'analyse qui précède les décisions stratégiques, même s'il arrive que de telles études justifient quelquefois, *a posteriori*, des décisions déjà prises. Dans le nucléaire, ce travail est rendu indispensable par les très longues constantes de temps qui caractérisent l'exploitation des réacteurs et des usines du cycle, ainsi que les investissements mis en jeu.

Un scénario de séparation-transmutation permet d'envisager le fonctionnement de systèmes techniques, dont le comportement est supposé totalement maîtrisé, au regard d'hypothèses de travail. Le scénario est le plus souvent bâti avec un objectif particulier (minimiser un déchet, maximiser une production). Une situation usuelle est celle d'un parc nucléaire (local, national, mondial) de réacteurs de types donnés, qu'il conviendra d'alimenter (avec tels éléments, à tels enrichissements en isotopes fissiles, via telles usines du cycle), et auquel on demandera de fournir une puissance donnée. En fonction d'un jeu d'hypothèses, les données attendues sont les quantités d'éléments recyclables et de déchets éliminés du combustible utilisé, ainsi que les coûts associés.

Les études s'inscrivent dans une situation de régime permanent, appelée « équilibre », dont il convient de s'assurer du réalisme. Ainsi se trouvent introduits le fonctionnement physique du réacteur et la notion de cycle, qui n'est pas fermé, puisque le réacteur est alimenté en combustible « frais » et débarrassé de ses déchets. Pour une production d'énergie donnée, l'intérêt se porte sur l'inventaire des éléments chimiques (ou même leur vecteur isotopique) constituant le cycle, qui fournit une première approximation de la capacité des usines du cycle (fabrication, retraitement, entreposage, stockage...). Le régime permanent peut très bien ne s'établir que sur plusieurs siècles (c'est-à-dire bien après que ce mode de production d'énergie ait cessé !). Mais le mérite de la démarche est de renseigner sur la faisabilité scientifique d'un tel fonctionnement, sans devoir s'attacher aux contraintes éventuelles, à un instant donné, ni se préoccuper de son réalisme et des éléments de sûreté intrinsèque qu'il implique ou non.

Pour un scénario donné, les considérations économiques introduisent la notion de temps. La disponibilité de la ressource et son prix sont fonction de la date de son acquisition. L'usine de fabrication du combustible est plus ou moins spécifique du parc considéré. A la date de sa mise en service industriel, l'usine de retraitement met en œuvre un procédé lui aussi spécifique et figé, qui détermine la nature des produits recyclés et des déchets produits. La notion de temps est au premier plan à travers les périodes radioactives des radionucléides contenus dans le combustible ; elle intervient aussi dans la durée de sa fabrication, de l'entreposage du combustible utilisé et du retraitement. Le retraitement, l'entreposage, le stockage ou l'incinération des déchets ont un prix, comme l'impact environnemental de l'ensemble du cycle. La question est alors celle de la réalisation de ce parc, en ne partant de rien (besoins, dimensionnement, choix des procédés, coût, impact environnemental ou stratégique). La constitution d'un tel système de production d'énergie est-elle envisageable, à quel prix, en combien de temps ? L'évaluation de la déconstruction d'un tel parc, de la valorisation ou de l'élimination des matières, de leur coût et du temps nécessaire, est également intéressante.

L'extrême richesse du domaine, le foisonnement d'hypothèses, la variété et le grand nombre de conséquences proposées rendent difficiles l'évaluation des données obtenues par les études de scénarios. L'expérience permet de distinguer entre les résultats robustes, qui découlent logiquement d'une situation bien décrite et circonscrite scientifiquement, et les prévisions floues appuyées sur des données qui n'ont pas été choisies sans *a priori*. C'est pourquoi le poids de chaque hypothèse doit être systématiquement évalué, ce qui donne lieu à des analyses de sensibilité qui ne doivent pas se limiter à des tableaux de résultats, mais doivent permettre de comprendre le rôle de chaque élément du scénario.

Une des évaluations délicates concerne le champ économique. Elle demande un gros effort méthodologique aux acteurs traditionnels.

Pour les scénarios de transmutation des actinides mineurs, dans le cas d'une production électrique de 430TWh par an, les analyses du CEA conduisent à plusieurs résultats intéressants.

Le plus important est l'abandon du multi-recyclage du plutonium et de l'incinération des actinides mineurs en Rep et le recours aux RNR. Il a orienté la loi de 2006. En effet, quel que soit le type de combustible envisagé (Apa, Mix, ...), le multi-recyclage du Pu peut certes stabiliser l'inventaire de cet élément (à hauteur de plusieurs centaines de tonnes), mais en dégradant sa qualité isotopique, ce qui rend plus difficile le déploiement des RNR critiques, et en produisant une quantité substantielle d'actinides mineurs.

Le recyclage simultané des actinides mineurs, qui permettrait d'«alléger» les colis de déchets vitrifiés, s'accompagne de la production de quantités rédhibitoires de curium (Cm) et ^{252}Cf qui constituent d'importantes sources de neutrons. Ce multirecyclage en Rep se paie par un enrichissement supplémentaire de l'uranium. Si l'américium était seul recyclé avec le plutonium, son multirecyclage en Rep imposerait d'en séparer au préalable le curium et conduirait également à des inventaires importants en actinides mineurs.

L'utilisation des RNR est plus intéressante car ces réacteurs favorisent la fission par rapport à la capture (mais diminuent les probabilités absolues de l'une et de l'autre).

On constate alors que l'association d'une « double strate » composée de RNR sous-critiques (ADS) présente surtout l'avantage de séquestrer les actinides mineurs dans ces réacteurs et le cycle associé. La fabrication d'un combustible fortement chargé en actinides mineurs (source neutronique intense, puissance thermique) est d'une extrême difficulté. Les incinérateurs ADS envisagés par le CEA sont très peu puissants (400 MWth), ce qui multiplie leur nombre au-delà du raisonnable dans les scénarios où on les introduit. Les ADS sont pénalisés par la brièveté de leur cycle, bien plus court que celui d'un RNR critique. En effet, dans ce dernier, la réactivité est obtenue par fission de ^{239}Pu , alors qu'en ADS, elle l'est par transformation successive de l'américium en curium, puis décroissance vers les isotopes pairs du plutonium (le ^{238}Pu est très fissile). Les sections efficaces sont telles qu'en RNR critique, la consommation de ^{239}Pu , relativement faible, autorise un cycle long d'environ 5 ans, tandis qu'en ADS, la consommation rapide de ^{238}Pu réduit la durée du cycle à 2 ans environ. On aboutit ainsi pour les ADS à une situation dans laquelle les actinides mineurs ont un inventaire particulièrement élevé (plus de 100 t à l'équilibre), tout en passant l'essentiel du temps hors du réacteur.

La recherche des nouvelles voies en séparation-transmutation est donc orientée vers les RNR critiques, surtout si l'on tient compte de leurs capacités de surgénération (indépendance vis-à-vis de la ressource) et donc de leur grand intérêt économique. C'est ce que propose la loi de 2006. En RNR critiques, le recyclage de tous les transuraniens est possible et l'inventaire en ^{252}Cf y reste limité à environ 35 mg/GWe.

Dans les scénarios présentés, l'impact des actinides mineurs sur la fabrication et le retraitement du combustible est jugé « *important, mais non rédhibitoire* ». Il serait utile de commencer à évaluer l'impact de ces opérations sur un atelier de fabrication de tels combustibles. Comparés à ceux du multirecyclage en Rep, les inventaires à l'équilibre des actinides mineurs se comptent encore en dizaines de tonnes et le gain sur l'inventaire radiologique n'est divisé que d'un facteur 2. Le résultat de la comparaison est donc ambigu ; l'argument réellement convaincant est de pouvoir garder un plutonium non dégradé pour les RNR.

Les travaux sur les scénarios sont menés à partir de codes spécifiques à chacun des acteurs. Ces codes s'appellent Cosi au CEA et Tirelire-Stratégie à EDF ; Cosac est utilisé chez Areva et Mure-SDF au CNRS. Il est rassurant de constater qu'il s'agit de codes différents, dont l'histoire et même les techniques de calcul ou de programmation diffèrent, mais qui se valident mutuellement. Actuellement, les efforts portent souvent sur les simplifications, les interpolations et s'évaluent plutôt en termes de temps de calcul. Ces choix peuvent être significatifs au regard d'une stratégie d'entreprise. L'AEN et l'AIEA ont entrepris un travail de benchmarking des différents codes.

Ces résultats étaient connus de la CNE1 qui demandait d'étendre les scénarios à des considérations technico-économiques.

Le programme du CEA, EDF et Areva, jusqu'en 2012, va porter sur plusieurs points :

- faisabilité et risques industriels ;
- impacts sur la sûreté, la radioprotection et l'environnement ;
- impacts économiques ;
- non-prolifération.

Au strict plan de la gestion des déchets, quatre familles de scénarios sont envisagées :

- recyclage du plutonium seul en Rep ou en RNR ;
- recyclage du plutonium et des actinides mineurs, (en mode homogène ou hétérogène, avec et sans curium) ;
- incinération des actinides mineurs en ADS ;
- référence au cas Rep.

Ce programme est accompagné du calendrier suivant :

en 2007 : choix des scénarios à étudier ;

fin 2008 : évaluation technico-économique et constitution d'une base de données associée ;

2010 - 2012 : rapports préliminaires d'analyse.

Les études s'appuient sur l'inventaire national Andra-2004 ; pour le renouvellement du parc sur la période 2020-2040, elles prennent en compte le seul réacteur EPR.

Il est prévu d'étudier les transitoires de fin de vie du parc, c'est-à-dire les « en-cours », dans les installations et les réacteurs. L'objectif est de décrire une situation qui est peut-être lointaine, mais importante pour les choix d'aujourd'hui au regard de critères éthiques intergénérationnels. On vérifiera la versatilité des moyens utilisés : en effet, les scénarios montrent qu'un parc atteint l'équilibre sur des temps longs ; ou plus exactement sur des temps au cours desquels son inventaire évolue.

2. TRANSITIONS ENTRE PARCS

Une application directe des scénarios est la prévision des transitions, soit à l'intérieur d'un parc donné, soit d'un parc à l'autre.

Le renouvellement du parc nucléaire français soulève de nombreuses questions sur les options de gestion des déchets, les procédés du cycle, la date de leur mise en œuvre, et enfin l'architecture des systèmes et leur intérêt industriel et économique. Quelques questions difficiles sont identifiées :

- les transitions entre parcs EDF, entre usines Areva du cycle, se feront-elles avec une ou plusieurs usines de retraitement (capacité, nature des flux, calendrier d'implantation, économie..) ?
- la situation en Europe, où chacun garde ces déchets, est-elle pérenne ?
- tous les scénarios sont présentés dans le cadre franco-français. Ce cadre peut paraître étriqué, même pour l'avenir immédiat : les décisions et les commandes passées par des pays étrangers aux constructeurs français seront-elles sans effet sur le type et la puissance des réacteurs qu'ils proposeront ?
- la question mondiale de la ressource en matière fissile peut-elle être envisagée à un horizon aussi lointain que le supposent les scénarios ?
- les constructeurs de réacteurs, qui ont certes beaucoup attendu, seront-ils prêts à construire les réacteurs dont on aura besoin dès qu'on leur passera commande ?
- l'investissement sera-t-il disponible lorsque le parc devra être renouvelé ?

40

Un événement essentiel de ce siècle sera le déploiement éventuel d'un parc conséquent de RNR, ce qui suppose une quantité considérable de plutonium disponible. En France, cette quantité est très étroitement liée à la gestion du combustible Mox irradié. Du point de vue de la Commission, deux questions peuvent alors être posées :

- ✓ ***Pourquoi s'engager vers la « parité Mox », alors qu'il n'y a pas trop de plutonium pour les RNR de 4^{ème} génération ?***

En 2008, le Mox contiendra 8,65 % de Pu. En effet, en accroissant le taux de combustion du combustible UOX (on approche aujourd'hui la limite administrative de 52 GWj/t), on dégrade le vecteur isotopique du plutonium. Pour compenser cet inconvénient et avoir la même quantité de matériau fissile, il faut augmenter la quantité totale de plutonium introduite dans le Mox. Il est prévu d'aller jusqu'à 60 GWj/t dans les années à venir.

Une des difficultés rencontrées pour accroître le taux de combustion tient au comportement des matériaux (en particulier de gainage). C'est la raison pour laquelle, les matériaux de la gaine et des structures doivent évoluer, du Zircaloy-4 à un nouveau matériau, M5 ou équivalent. Ce dernier est un alliage de zirconium recristallisé, contenant 1 % de niobium et 0,135 % d'oxygène, et des teneurs contrôlées de soufre et de fer.

La mise en œuvre de ce nouveau matériau permet d'accroître le taux de combustion du combustible. Celui-ci a pu atteindre des taux de combustion de 80 GWj/t et un assemblage entièrement réalisé en M5 a atteint 68 GWj/t. On est donc fondé à se demander si l'ensemble de l'opération ne comporte pas plus d'inconvénients que d'avantages, en dehors de l'aspect gestion.

✓ **Comment les besoins en plutonium pour le déploiement des RNR en France, dans ce siècle, seront-ils techniquement couverts ?**

La mise en œuvre des RNR repose sur la réussite de la gestion à long terme du plutonium. Jusqu'ici, sur les 1 200 t (dont 100 t de Mox) de combustibles irradiés déchargés annuellement des Rep, 850 tonnes d'UOX sont retraités, pour obtenir 100 t de Mox « frais » et un tiers d'uranium « de retraitement », recyclé dans les Rep.

À raison de 12 à 14 t de plutonium (suivant son vecteur isotopique) par réacteur rapide de 1 GWe, il sera nécessaire de recycler le combustible Mox entreposé jusqu'ici, dont on sait qu'il contient, suivant le taux de combustion atteint, de 5 à 7 fois plus de plutonium que le combustible UOX irradié.

Deux contraintes apparaissent immédiatement : au cours du traitement du combustible irradié, le combustible Mox doit être fortement dilué dans le combustible UOX et on ne peut sans doute pas outrepasser une capacité de traitement de 1 000 t/an à la Hague. Les chiffres indiqués à la Commission sont 15 t de plutonium extrait de 150 t de Mox et de 750 t d'UOX ; ceci signifie qu'aujourd'hui, on pourrait démarrer environ 7 GWe de RNR.

Cet état des lieux suggère un certain nombre de questions :

- est-on capable d'installer au moins une puissance de RNR de 60 GWe avant la fin du siècle ?
- quel est le facteur de dilution compatible avec le fonctionnement de l'usine de retraitement ?
- disposera-t-on de suffisamment de combustible usé UOX pour réaliser cette dilution, lorsque la récupération du plutonium des Mox sera entreprise ? A ce sujet, des études portent déjà sur l'amélioration du facteur de conversion dans le réacteur EPR, en cas de tension sur le marché.
- le scénario est-il indifférent selon la date de mise en service des RNR (avant 2040, en 2040, en 2080) ? combien de temps prendra l'opération ?
- l'usine de la Hague approchant elle-même de sa fin de vie vers 2035-2040, y aurait-il une difficulté à envisager cette opération sur deux générations différentes d'usine ?
- que sait-on des assemblages Mox actuellement entreposés (vecteur isotopique, état physique) ?

Cet ensemble de problématiques fournit un bel exemple de scénario vraisemblablement étudié par EDF pour maintenir un équilibre délicat : avoir assez de plutonium et ne jamais en avoir trop. La Commission aimerait le connaître en détail, si c'est le cas.

Deux paramètres globaux vont déterminer la date de la transition entre parcs EDF : le prix de l'uranium et la capacité technique de la réaliser. On constate que sont en jeu la cohérence du cycle (durée de vie de l'usine de la Hague, usine de fabrication du combustible RNR) et un critère économique qui sera déterminant.

Annexe 10

CONSIDÉRATIONS SUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION EN RNR ET ADS

Le déploiement des EPR en France démarre avec la construction à Flamanville d'une tête de série. Sa mise en service à la date de 2020 doit être celle d'un modèle éprouvé de réacteur de 3^{ème} génération, au moment où le renouvellement du parc français ne pourra être davantage différé. Le déploiement de ces réacteurs n'est pas sans conséquence sur la séparation-transmutation et pose des problèmes de stratégie.

Si la durée de vie de ces réacteurs doit atteindre 60 ans, et en dépit de l'augmentation des taux de combustion pour les réacteurs de 2^{ème} génération, il est clair que les ressources d'uranium connues aujourd'hui seront très largement entamées lorsque ces réacteurs atteindront leur fin de vie. Les problèmes sévères de comportement à long terme des matériaux (gainage, structure...), déjà à l'étude, resteront sans doute au premier plan. En raison de la durée d'exploitation des EPR, il pourrait être question de repousser le déploiement des RNR vers la fin du siècle. Dès lors, on peut se poser deux questions : la première concerne les futures installations industrielles de retraitement ; la seconde, le combustible usé des EPR. La filière de retraitement de l'usine de la Hague est bien adaptée au traitement des combustibles usés UOX (et Mox en dilution) et conviendra sans doute aux réacteurs EPR. L'argument du retour d'expérience ne sera-t-il pas utilisé de façon déterminante lorsqu'il faudra, vers 2030-2040, choisir les nouvelles installations de la Hague, conduisant ainsi à différer la séparation des actinides mineurs ? Le corollaire serait-il que tous les actinides mineurs produits par les réacteurs EPR iraient au stockage ? Actuellement, dans le Mid³⁴ du stockage, cela n'est envisagé que pour l'EPR de Flamanville.

43

1. RÉACTEURS RAPIDES CRITIQUES

Dans l'esprit de la loi de 2006, la Commission suit avec attention les E&R qui sont menées sur les RNR. Au Comité de l'énergie atomique du 20 Décembre 2006, le réacteur rapide refroidi au sodium (RNR-Na) a été retenu comme la filière de référence des RNR et le réacteur rapide refroidi au gaz (RNR-He) comme une alternative, dont la faisabilité reste à démontrer.

La Commission constate que cette décision reflète le fort consensus existant entre les acteurs français qui considèrent la filière RNR-Na susceptible d'un déploiement industriel à moyen terme, mais qu'il convient aussi de ne pas s'appuyer sur une technologie unique.

En 2012, non seulement les perspectives industrielles des deux filières auront été évaluées, mais leurs capacités d'incinération des actinides mineurs, ainsi que celles des systèmes ADS, pourront être incluses dans la comparaison qui devra porter sur les performances des réacteurs et sur l'ensemble du cycle du combustible. À cette date, une démonstration préindustrielle de nouveaux procédés de séparation devrait pouvoir être proposée et l'ensemble des étapes d'un programme de séparation-transmutation évalué.

³⁴ Modèle d'inventaire de dimensionnement.

Le point le plus délicat paraît être la mise au point d'un combustible chargé en actinides mineurs, sachant qu'après la fermeture de Phénix, la France ne disposera pas, ni même l'Union Européenne, de réacteur rapide où tester ce combustible. On envisage bien que le prototype à construire en 2020 (RNR-Na) puisse jouer ce rôle, mais plus de dix années difficiles sont devant nous.

a. Filière RNR-Na

C'est une filière sur laquelle on travaille partout dans le monde (y compris en Chine et en Inde).

Des innovations sur la conception générale sont encore à proposer. Il s'agit de la sûreté du cœur qui doit être comparable à celle des réacteurs de 3^{ème} génération, du système de conversion d'énergie, des conditions d'exploitation et de la compétitivité économique de la filière. La puissance du prototype de 2020 serait comprise entre 250 et 600 MWe, selon les progrès qui seront faits. Lorsque des coefficients de sûreté acceptables auront été atteints, l'optimisation du cœur doit permettre le recyclage des actinides mineurs.

La transmutation homogène, dans laquelle les actinides mineurs sont « dilués » à hauteur de quelques pour cent dans le combustible, a été préparée depuis 1985 par un programme important d'irradiations d'éléments combustibles « tests » (oxyde, métal, carbure ou nitrure). Il paraît acquis qu'à des taux de combustion relativement faibles, le comportement en RNR-Na d'un combustible dans lequel est incorporée une faible proportion d'actinides mineurs ne diffère pas de celui d'un combustible standard. Mais l'impact de l'addition des actinides mineurs se fait sentir sur l'ensemble du cycle.

44 Le programme Gacid³⁵, qui prévoit des irradiations dans Joyo (ou Monju) de combustible oxyde fabriqué en France, à partir d'actinides mineurs fournis par le DOE américain, ne donnera des résultats à une échelle significative que vers 2025, date à partir de laquelle des irradiations pourraient avoir lieu dans le prototype RNR-Na français.

Pour la transmutation en mode hétérogène, plusieurs voies sont à l'étude. La plus récente, qui semble intéressante, est de transmuter les actinides mineurs sur support UO₂ dans les couvertures radiales d'un RNR-Na. Des expériences d'irradiation prévues dans Bor-60 pourraient être suivies, vers 2015, d'irradiations dans Joyo.

b. RNR-He

La filière RNR-He offre des avantages dus à son caloporteur (une seule phase, inertie chimique, transparence, découplage de l'hydraulique et de la neutronique, sûreté...), et à l'intégrité préservée du combustible en cas d'accident. La capacité de ces réacteurs à fonctionner à haute température est attractive pour des perspectives, vraisemblablement lointaines, de fourniture de chaleur industrielle et de production d'hydrogène. Cependant, le combustible reste l'un des verrous majeurs de la filière.

³⁵ Global Actinide Cycle International Demonstration ; programme lancé en 2007 par le CEA, en partenariat avec les USA et le Japon.

La densité élevée de puissance dans le cœur d'un RNR-He impose de développer un combustible réfractaire, résistant à de très hautes températures, capable de confiner les produits de fission, c'est-à-dire conservant son intégrité en situation accidentelle. En corollaire, l'évacuation de la puissance en situation accidentelle doit être assurée. Le concept de combustible à particules est d'ores et déjà écarté au profit d'un combustible à aiguilles, ou d'un combustible dispersé en plaques.

La construction en Europe d'un petit réacteur expérimental d'une cinquantaine de MWth, appelé ETDR, pourrait être décidée au voisinage de 2012, sur la base d'un rapport de faisabilité établi dans le cadre du forum Gen-IV. L'ETDR permettrait en particulier de tester le comportement du combustible. Toutefois, des études d'un cœur de 2 400 MWth sont déjà réalisées. L'expérience des réacteurs thermiques fonctionnant à haute température, en particulier celle du réacteur japonais HTTR mais aussi les recherches dans le cadre du forum Gen-IV sur le VHTR, permettront de se concentrer sur les aspects spécifiques à ce réacteur rapide.

Ce réacteur permet la transmutation en mode homogène avec un combustible deux fois plus chargé en actinides mineurs que celui du RNR-Na. Malheureusement, les difficultés rencontrées sur le combustible sont telles que la transmutation n'est encore abordée qu'en termes généraux. Par exemple, la présence d'actinides mineurs entraîne la libération d'une quantité d'hélium importante, contrainte supplémentaire imposée au combustible qui reste à étudier.

2. RÉACTEURS RAPIDES SOUS-CRITIQUES (ADS)

Des éléments du programme Eurotrans³⁶ ont été présentés à la Commission qui a pris connaissance du contenu d'une réunion Eurotrans à Karlsruhe (27 et 28 février 2008), où le JAEA (Japon) a aussi présenté ses travaux.

Le projet intégré Eurotrans du 6^{ème} PCRD comprend les objectifs suivants :

- élaborer le design avancé d'une machine de 50-100 MWth, nommée XT-ADS, devant démontrer la faisabilité technique de la transmutation dans un réacteur sous-critique, assisté par accélérateur. Ce projet a rapidement coïncidé avec le projet Myrrha du SCK-CEN Mol ;
- développer le design conceptuel d'un ADS industriel, de quelques centaines de MWth, nommé EFIT, pour le plus long terme.

Le XT-ADS, refroidi à l'eutectique Pb-Bi, est destiné à devenir un dispositif d'irradiations. Quelques assemblages de combustibles contiendront des actinides mineurs. La cible de spallation, sans fenêtre séparant le faisceau de l'accélérateur du cœur, contient le même eutectique. Elle sera visée par un faisceau de protons de 600 MeV, pulsé ou continu, dont l'intensité pourra atteindre 2,5 mA. La fiabilité espérée de l'accélérateur se mesure à un nombre de coupures du faisceau ne dépassant pas 20 par an. Le système XT-ADS (ou Myrrha) sera prêt pour la fin d'Eurotrans en 2009.

³⁶ European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System ; PCRD-Euratom.

Le couplage accélérateur-réacteur a connu diverses difficultés. L'expérience Yalina à Minsk, qui devrait s'achever avec l'année 2008, vise à valider, sur quatre configurations de couplage, les méthodes de pilotage étudiées à Cadarache au cours des expériences Muse³⁷. Le projet Guinevere, à Mol, couplera une source de neutrons (pouvant être continue ou pulsée ; fournie par le CNRS) à un système multiplicateur de neutrons à spectre rapide (combustible à uranium métal enrichi à 30 % en ²³⁵U mis à disposition par le CEA), avec les mêmes objectifs concernant le pilotage de la réactivité. La démarche d'autorisation de démarrage de l'expérience Guinevere est en cours. L'accord final est attendu pour le 12 décembre 2008.

Le projet japonais donne un poids exclusif aux combustibles de type nitrure (ce qui suppose d'utiliser ¹⁵N qui serait recyclé) sur support inerte de ZrN, et à un traitement pyrochimique du combustible. C'est sur ces deux points qu'il s'écarte le plus du projet européen, ainsi que sur les jalons temporels. La stratégie japonaise vise à se rapprocher du projet Eurotrans et à rechercher un projet commun d'installation expérimentale de transmutation.

Suite à la première phase du projet Eurotrans, coordonné par le SCK-CEN Mol, une nouvelle proposition va être soumise à la Commission européenne pour prolonger le projet de 3 ans. Cette 2^{ème} phase d'Eurotrans deviendrait l'expérience Guinevere qui aurait lieu à partir de 2009. Le groupe en charge de la partie du projet lié aux aspects thermo-hydrauliques s'est réuni en avril 2008 pour décider de son avenir.

On peut donc dire que si les différents éléments du système ADS ont été testés avec succès, les incertitudes demeurent sur le combustible, les capacités de transmutation, et même la capacité de fonctionnement d'un ADS. Sur ces points, des recherches techniques sont à poursuivre. La brièveté du cycle d'un ADS, qui conduit à un inventaire total important en actinides mineurs, paraît mériter des travaux théoriques.

46

Il paraît clair que les conclusions qui devaient être tirées du programme Eurotrans ne le seront pas avant 2009 et peut-être même que l'« intégration » imposée par l'Europe ne sera pas prolongée. La Commission en prendra acte.

Sur des thèmes voisins, l'ANL et l'ENEA développeront l'évaluation d'un concept de réacteur rapide refroidi au Pb, initiative à laquelle participeraient le LLNL³⁸ et dans laquelle le SCK-CEN belge aurait un statut d'observateur. Les organisations coréennes préparent aussi une nouvelle proposition d'accélérateur refroidi au plomb. Enfin, le CEA a proposé, dans le cadre européen, qu'une évaluation comparée soit faite, à terme, des réacteurs rapides refroidis au gaz et au plomb, et des ADS. On peut donc prévoir, dans les années à venir, qu'un certain nombre d'enseignements seront tirés de l'ensemble des travaux qui sont menés depuis le début de ce siècle.

3. RÉACTEURS À SEL FONDUS

Au-delà des E&R concernant les réacteurs RNR et le cycle du combustible, le programme Pacen permet de conduire des E&R sur un réacteur non modéré à sels fondus liquides (77 % de LiF et 23 % de (Th,M)F₄, M = U ou An, 20 m³, 800 °C) jouant le rôle de combustible et de caloporteur. Le concept étudié aurait une puissance de 2,5 à 3 GWth (1 à 1,5 GWe). Il pourrait être démarré avec ²³³U (5,7 t) ou avec Pu (13 t) et des actinides mineurs (0,9 t de Np, 0,8 t de Am, 0,13 t de Cm) provenant des Rep.

³⁷ Gamme d'expérimentations pour l'étude du comportement du cœur d'un réacteur de système hybride, effectuées au moyen de la maquette sous-critique Masurca (MAquette de SURgénérateur à CAdarache).

³⁸ Lawrence Livermore National Laboratory (Université de Californie – USA).

Ce concept à spectre de neutrons, ni thermiques, ni réellement rapides, produit l' ^{233}U à partir du Th dans le cœur et les couvertures contenant initialement LiF et ThF₄. L'uranium 233 produit peut être récupéré pour entretenir une filière au Th (surgénération de 1,5 charges en 60 ans). Pour assurer son fonctionnement, il faut traiter le sel fondu (40 l/jour) afin de le débarrasser des produits de fission et récupérer l' ^{233}U . Les actinides produits et extraits sont réinjectés dans le cœur du réacteur, qui brûle ainsi une partie de ses déchets. Les bilans en actinides se stabilisent. Les calculs de neutronique montrent que le concept est viable selon les critères du forum Gen-IV en production d'énergie et en transmutation. Le traitement du sel demande une expérimentation importante qui en est seulement à ses débuts. Toutes les E&R vont se développer dans le cadre du forum Gen-IV et du 7^{ème} PCRD.

Annexe 11

MATÉRIAUX POUR LA TRANSMUTATION PAR SYSTÈMES NUCLÉAIRES DE 4^{ÈME} GÉNÉRATION

La loi du 28 juin 2006 introduit un lien explicite entre les E&R sur la transmutation et la réalisation de réacteurs de 4^{ème} génération ; le premier acte en sera la mise en service en 2020 d'un prototype de réacteur à neutrons rapides dont la conception est confiée au CEA. Pour ce dernier, l'objectif intermédiaire est d'être en mesure de proposer en 2012 les options d'un réacteur innovant qui, d'une part respectera les critères assignés aux systèmes de 4^{ème} génération, notamment concernant la sûreté et une meilleure utilisation des ressources naturelles, et d'autre part autorisera des démonstrations de transmutation. Le CEA en déduira le cahier des charges d'un prototype validant ces options. Dans l'optique des démonstrations de transmutation sur réacteurs à neutrons rapides, comme de l'évaluation des potentialités des ADS pour la transmutation des actinides mineurs, se posent des problèmes critiques de choix, de conception et de mise en œuvre de matériaux. En dehors des combustibles et des cibles, examinés par ailleurs, il s'agit pour l'essentiel des matériaux pour le cœur, la chaudière et les circuits des réacteurs ainsi que pour divers éléments des ADS.

Pour mener à bien ces recherches, un effort important devra être conduit, ceci après plusieurs décennies de relâchement dans la formation et la mobilisation en sciences des matériaux du nucléaire, tant dans l'université française et le CNRS que, à un degré moindre, au CEA qui n'a pas intégralement reconstitué le remarquable pôle de compétences qu'il avait su construire. Il est donc crucial que la mobilisation des compétences nationales disponibles soit complète et efficace mais aussi qu'un investissement de long terme soit consenti dans la formation, aux niveaux master et doctorat, en France comme en Europe, et que le meilleur parti soit tiré des collaborations internationales.

1. MATÉRIAUX POUR RÉACTEURS RAPIDES REFROIDIS AU SODIUM (RNR-NA)

Compte tenu de l'expérience acquise avec Phénix et Superphénix, le RNR refroidi au sodium est la filière de référence pour un prototype en 2020 sur le sol national. L'objectif aujourd'hui est d'en développer une nouvelle génération, compétitive avec les réacteurs à eau de 3^{ème} génération, en matière de sûreté, d'économie et de conditions d'exploitation et autorisant des démonstrations de transmutation. Les problèmes associés de matériaux découlent du cahier des charges :

- durée de vie à la conception de 60 ans ;
- résistance à l'endommagement par les neutrons rapides (taux de combustion élevés, jusqu'à 200 GWj/t, et doses pouvant aller jusqu'à 200 dpa pour les matériaux de gainage), ce qui implique la connaissance et la maîtrise des évolutions de microstructure et de propriétés mécaniques (notamment fluage sous irradiation, résistance au fluage et fragilisation par l'hydrogène et l'hélium) ;
- résistance aux hautes températures pouvant aller jusqu'à 550 °C environ, voire 700 à 850 °C en conditions accidentelles pour le gainage fissile (notamment ténacité, rupture sous fluage et interaction fatigue-fluage) ;
- résistance à la corrosion ;

- disponibilité et coût ; maîtrise des techniques de fabrication, d'assemblage et d'inspection en service ; codification et établissement de règles et normes de conception mécanique ;
- prévision des problèmes de démantèlement et de gestion des déchets.

Dans l'ensemble, en vue des choix d'options à faire d'ici à 2012, ceci implique des innovations significatives concernant l'utilisation de nouveaux matériaux, tant pour le cœur que pour la chaudière et les circuits.

a. Matériaux de structure de cœur

On dispose avec Phénix d'un retour d'expérience important sur les matériaux de gainage en acier austénitique de type 316 Ti puis 15 Cr-15 Ti, dont le comportement en gonflement limite à une centaine de dpa la dose maximale admissible. L'objectif d'une augmentation d'au moins 50% de cette dose et, à plus long terme, de son doublement, impose la recherche de nouvelles solutions de matériaux tant pour le gainage combustible que, à un moindre degré, pour le tube hexagonal. Pour ce dernier, actuellement fabriqué en acier martensitique revenu EM10 (9 Cr-1 Mo) et dont la très bonne tenue au gonflement et au fluage d'irradiation pourrait permettre d'envisager qu'il supporte des doses allant jusqu'à 200 dpa, il faut cependant prévoir une température de sortie du sodium de 600 °C, supérieure à la température actuelle (550 °C). Les études du CEA s'orientent donc vers la nuance martensitique avancée T92, moins chargée en molybdène mais enrichie en d'autres éléments (W, V, Nb).

Pour ce qui est de la gaine fissile, qui devra supporter une compacité plus grande du faisceau d'aiguilles et donc avoir une résistance accrue au gonflement et au fluage d'irradiation sous des doses très élevées, le CEA explore deux types de solutions de remplacement aux matériaux retenus pour Phénix et Superphénix.

50

La première est la voie des aciers austénitiques avancés, de type 15 Cr – 20 à 25 Ni, plus résistants au gonflement mais ne permettant guère d'en attendre qu'ils supportent des doses très supérieures à 130 dpa et présentant, au-delà, une tenue mécanique affaiblie par les fortes teneurs en nickel. La deuxième, plus ambitieuse mais moins explorée, est la voie des aciers ferritiques-martensitiques renforcés par dispersion d'oxydes (ODS), permettant une bonne résistance à des doses de 200 dpa et des températures élevées, à condition de recourir à une matrice ferritique de teneur suffisante en chrome (au moins 12 %).

Si, dans le premier cas (aciers austénitiques avancés), l'enjeu est une optimisation combinée de différentes propriétés (résistance au gonflement et à la corrosion, ductilité post-irradiation, soudabilité et retraits...), qui passe par une R&D de validation et de confirmation d'études antérieures qui semble à portée d'efforts raisonnables, il en va autrement pour les aciers ODS dont la mise au point présente des difficultés plus sérieuses et des points critiques à lever. Il s'agit en effet de :

- spécifier un matériau ayant la nanostructure et les propriétés requises, ainsi que la gamme de fabrication industrielle et l'assemblage associés ;
- maîtriser le comportement en service (notamment la ductilité post-irradiation) et la stabilité de la microstructure.

L'expérience Supernova, conduite dans Phénix de 1988 à 2006 et analysée en 2007, a permis de montrer un comportement en gonflement de certains ODS ferritiques très supérieur à celui des meilleurs aciers austénitiques avancés. Il reste à réaliser un travail important de mise au point, de caractérisation et d'optimisation. Le recours à des ODS martensitiques à 9 % de Cr, étudiés dans le cadre de la collaboration entre le CEA et le JAEA, est considéré comme solution de repli si le comportement des ODS ferritiques se révélait insuffisant en durcissement et fragilisation sous irradiation, où l'on peut craindre une démixtion de phases durcissantes.

Le programme de validation de la voie ODS présenté par le CEA, qui combine analyse du retour d'expérience, essais de vieillissement et d'irradiation (réelle et simulée), de soudabilité, de retraitabilité et de faisabilité industrielle, apparaît complet. Il comporte une phase de R&D préliminaire en 2009-2010, la définition de spécifications de fabrication et d'assemblage en 2012, articulée avec le choix des options technologiques pour le prototype 2020, suivie d'une phase de codification préalable à la construction. Ce programme est le lieu de nombreuses collaborations : industrielles dans le cadre d'une action tripartite CEA-EDF-Areva, et scientifiques, au plan national avec un projet de CPR avec le CNRS et au plan international au sein du Forum Gen-IV et d'accords bilatéraux. Il ne garantit cependant pas que la solution par aciers ODS pour le gainage puisse être mise en œuvre dès 2020 : la démonstration de leur apport pourrait alors être faite ultérieurement, moyennant une limitation temporaire du taux de combustion.

b. Matériaux pour les circuits et composants

La cuve, ses structures fixes, les circuits et échangeurs devront fonctionner au moins 60 ans à des températures comprises entre 400 et 550 °C (voire 600 °C selon le système de conversion d'énergie (eau ou He-N₂) qui sera retenu en 2012). L'augmentation de la durée de vie à la conception et celle des températures de service, par rapport à celles de Phénix et Superphénix, conduisent à préférer les aciers ferritiques-martensitiques de type 9 à 12 Cr, à l'acier austénitique de référence 316 LN. Leur conductivité thermique améliorée (+ 18 %) et leur coefficient de dilatation thermique plus faible (- 33 %) permettent d'escompter une simplification du dessin des circuits et donc un coût inférieur. Leur bon comportement en oxydation par la vapeur et leur faible activation constituent des atouts supplémentaires. Ces matériaux n'ont cependant pas encore été qualifiés et des études sont nécessaires pour optimiser leurs propriétés mécaniques (fluage, fatigue...), leur soudabilité et le comportement des soudures, leur compatibilité avec le sodium, etc. Cela nécessite l'analyse du retour d'expériences des réacteurs actuels, notamment celle des incidents survenus, la réalisation d'essais de longue durée et l'établissement de lois de comportement validées. Différentes nuances ont commencé d'être caractérisées en fluage, en fatigue-relaxation et en fatigue-fluage. Si quelques modèles semi-empiriques ont été élaborés, le besoin cependant subsiste d'essais de plus longue durée et d'une compréhension approfondie des mécanismes de déformation et d'endommagement autorisant des modélisations physiquement fondées et des extrapolations assurées aux temps très longs (10⁶ heures !). Là aussi, des collaborations nombreuses existent, aux niveaux national et international.

2. MATÉRIAUX POUR RÉACTEURS RAPIDES REFROIDIS AU GAZ (RNR-HE)

S'agissant d'un concept nouveau de réacteur rapide à caloporteur gaz, le RNR-He n'est pas considéré comme la filière de référence pour le prototype 2020. Il n'en constitue pas moins une alternative intéressante au RNR-Na que nous considérons ici avant tout dans l'optique de la transmutation des actinides mineurs en réacteur ; il fait l'objet de recherches soutenues au CEA.

Là encore, les matériaux constituent une question critique qui appelle des solutions innovantes, voire de rupture, par rapport aux savoir-faire existants. Les problèmes sont différents de ceux du RNR-Na dans la mesure où les doses à considérer n'excèdent pas 60 à 90 dpa mais où les températures à prendre en compte vont de 550 à 1 200 °C, l'hélium subissant, sous 70 bars, des températures de 480 à 850 °C. Les principaux éléments faisant l'objet d'études et de recherches en matériaux concernent les gaines de combustible et l'échangeur intermédiaire.

a. Matériaux composites pour le gainage du combustible

Les matériaux pour le gainage du combustible dans le RNR-He doivent assurer les fonctions usuelles de transparence aux neutrons rapides et permettre la rétention de la matière fissile et des produits de fission. Ces matériaux doivent pouvoir supporter de très hautes températures, sur des durées limitées pour préserver l'intégrité du cœur lors de transitoires thermiques sévères, et présenter une capacité de déformation suffisante (au moins 0,5 %) ainsi qu'une bonne conductivité thermique (au moins 10 W/m.K), ceci pour que la température de fonctionnement de l'élément combustible soit suffisamment basse.

Ces exigences ont conduit à exclure les métaux réfractaires et les céramiques monolithiques ; il a été retenu, comme seule solution prometteuse, des composites à matrice céramique (carbure de silicium SiC) et renforts céramiques fibreux (SiC_f). De tels matériaux sont désormais d'emploi courant dans l'industrie aéronautique et spatiale. Néanmoins, les performances des matériaux existants sont insuffisantes, d'une part concernant le niveau d'étanchéité aux espèces gazeuses et aux produits de fission en cas de déformation, d'autre part en matière de conductivité thermique, qui reste modeste et sensible aux dommages d'origines thermique, mécanique et neutronique. En effet, bien que faible, la déformabilité de tels composites céramique-céramique n'est acquise qu'au prix d'une multifissuration de la matrice, préjudiciable à l'étanchéité aux gaz et à la tenue à l'oxydation : il semble alors inévitable de devoir recourir à des revêtements (W-Re, Mo-Re) des comprimés combustibles ou à leur enveloppement par un liner, métallique ou intermétallique réfractaire de faible épaisseur, adhérent ou non. Cette nécessité complique singulièrement la fabrication des éléments combustibles par rapport aux crayons ou aiguilles des filières Rep ou RNR-Na dont les gainages métalliques assurent simultanément les fonctions de tenue mécanique et d'étanchéité. Quant à la conductivité thermique, il faut aussi connaître son évolution sous irradiation.

Un programme d'E&R a été mis en place au CEA, en collaboration avec des équipes du CNRS et étrangères ainsi que des partenaires industriels, en vue d'établir en 2009 la faisabilité préliminaire d'une gaine à base de composite SiC/SiC_f répondant aux caractéristiques du cahier des charges, et de valider en 2012 les performances d'un cœur utilisant ce type de gainage. Le partenariat avec la Snecma privilégie le procédé d'élaboration par CVI (infiltration chimique en phase vapeur) : les recherches visent à optimiser le traitement des fibres, l'interphase et la matrice, y compris pour ce qui est du comportement sous irradiation, pour les deux concepts retenus (plaques et aiguilles). Un volet de recherches de base concernera notamment la modélisation atomique de la dégradation de la conductivité thermique sous irradiation et la prise en compte des défauts d'irradiation créés et de leur recuit, la modélisation multi-échelles du comportement des composites, ainsi que la simulation numérique de l'oxydation de SiC en fonction de ses impuretés et de la pression d'hélium.

Les coopérations, nationales et internationales, sont nombreuses (Universités de Kyoto, Ljubljana et Shenyang, Programme Ineri, Forum Gen-IV, CEAT, Snecma, Mécachrome, LCTS, LMI, Projet intégré Saphir, GDR Matinex...).

b. Matériaux métalliques pour échangeurs de chaleur

Les matériaux constitutifs de l'échangeur de chaleur, reliant le circuit primaire du réacteur à gaz à un circuit secondaire, doivent répondre, pour une durée de vie de 20 ans, à un cahier des charges sévères en termes de stabilité thermique, de tenue mécanique et de résistance à la corrosion. Un consensus international existe sur le fait que ce sont les superalliages à base de nickel qui sont les mieux placés pour répondre à ces exigences, avec deux nuances de référence sélectionnées par Areva, EDF et le CEA : l'Inconel 617 (NiCr22Co12Mo) et l'alliage Haynes 230 (NiCr22W14). L'Inconel 617 bénéficie d'une base de données et d'un retour d'expériences important et disponible, notamment grâce aux travaux réalisés à Jülich. Il présente une résistance mécanique élevée mais sa tenue à la corrosion pourrait être insuffisante (oxydation interne et risque de carburation/décarburation en fonction des impuretés contenues dans l'hélium en réacteur à caloporteur gaz). Il a aussi l'inconvénient, du point de vue d'un risque potentiel de contamination, de la présence du cobalt dans sa composition chimique. C'est ce qui a conduit à évaluer, comme alternative possible, l'alliage 230 dont la résistance mécanique est comparable mais dont on attend une meilleure stabilité thermique et une résistance à la corrosion supérieure, bien qu'il n'ait pas encore été caractérisé en atmosphère de réacteur à caloporteur gaz.

Un programme d'E&R a donc été mis en place par le CEA pour préparer le choix d'alliages selon les critères de meilleure tenue à la corrosion mais aussi de facilité de mise en œuvre et de soudabilité. Le choix ayant été fait d'un échangeur à plaques, le programme est axé sur des essais sur tôles épaisses et barres ainsi que sur des soudures ; en parallèle, différents concepts d'échangeurs à plaques seront mis à l'épreuve. Pour le moment, des vieillissements de 5 000 heures ont montré que la stabilité thermique n'était toujours pas atteinte et ont mis en évidence une même tendance à la fragilisation par précipitation de carbures à des températures supérieures à 700 °C pour les deux alliages testés. Si l'alliage 230 présente une meilleure tenue à l'oxydation, la couche d'oxyde est réduite par le carbone au-delà d'une température critique, ce qui pourrait conduire à préconiser de ne pas dépasser la température de 850 °C. De nombreuses investigations sont encore nécessaires : nécessité d'un revêtement ? Prédicibilité de la tenue mécanique à 20 ans ? Contrôle des impuretés dans l'hélium ? Essais sur maquettes et écriture de codes...

La priorité mise à l'horizon 2020 sur le prototype RNR-Na, conduisant Areva à se dégager partiellement d'un programme de grande ampleur pour le réacteur à gaz, le CEA se devra, au-delà d'actions communes avec le CNRS et l'université française, de mettre l'accent sur les collaborations internationales (JAEA, Kaeri, Ineri), le programme européen Raphael et le forum Gen-IV).

3. MATÉRIAUX DE STRUCTURE POUR ADS

Des problèmes spécifiques de matériaux sont posés concernant le module de spallation à cible au plomb, la fenêtre de l'accélérateur et le support inerte des actinides dans les cibles de transmutation. Du bilan des travaux réalisés ces dernières années dans le cadre du programme Pacen sur la corrosion et l'endommagement mécanique des deux aciers candidats pour la fenêtre faisceau, en contact avec du plomb et du plomb-bismuth Pb-Bi dans l'ADS, ressortent particulièrement les conclusions et recommandations suivantes :

- pour l'acier martensitique T91 (Fe9Cr1MoNbV) trempé revenu et pour l'acier austénitique 316L (Fe17Cr12Ni2.5Mo) hypertrempé soumis à la seule corrosion, c'est la teneur en oxygène du bain liquide qui conditionne le type de corrosion (dissolution ou oxydation), même si les mécanismes diffèrent pour les deux aciers ;
- le couplage corrosion-sollicitation mécanique provoque dans l'alliage T91 une fragilisation et un endommagement accéléré dont les facteurs clés sont le mouillage et l'état de surface du solide. Après immersion dans le bain liquide et dissolution, les piqûres formées en surface constituent des amorces de fissures prêtes à se propager sous sollicitation ultérieure de fatigue, la mise à nu de surface fraîche dans le bain pouvant conduire à une fragilisation ;
- des moyens de protection sont donc nécessaires mais la protection par couche d'oxyde, qui dépend de sa nature et de son épaisseur, n'est pas toujours opérante ; différents revêtements protecteurs tels que FeAl, Fe₂Al₅, Fe-B... ont été étudiés mais il est nécessaire d'approfondir par une bonne compréhension des phénomènes physiques ;
- d'un point de vue pratique, il importe de vérifier les performances de l'acier T91 revêtu, tant en corrosion de longue durée qu'en corrosion sous contrainte.

L'étude de l'influence de l'irradiation et sa synergie possible avec la corrosion et les sollicitations mécaniques ont été abordées dans le cadre du projet Megapie et de l'expérience LiSoR (*liquid-solid reactions under irradiation*). Ces études se poursuivront jusqu'en 2012 dans le cadre des expériences post-irradiation (PIE) de Megapie dont l'objectif est de comprendre les changements microstructuraux, mécaniques et chimiques induits par la corrosion et la fragilisation par Pb-Bi, ainsi que l'irradiation (par neutrons et en spectre mixte protons/neutrons) des aciers 316L et T91. Un autre objectif est d'analyser la production, la distribution et le relargage des produits de spallation et de corrosion. Dans le cadre international de Megapie, le CEA et le CNRS continueront de prendre une part importante des travaux, avec comme perspectives ultérieures d'évolution le contrôle de l'oxygène et l'augmentation de température ainsi qu'une réflexion sur l'utilisation de matériaux alternatifs pour la fenêtre (aciers ODS, Fe-9Cr ?), voire la conception de cibles sans fenêtre pour les ADS.

4. AUTRES ÉTUDES

En parallèle et en accompagnement des études précédentes, des recherches à plus long terme sont poursuivies, notamment sur la plateforme d'irradiation Jannus, ou sur des matériaux irradiés par faisceaux d'ions dans le cadre du programme Pacen et de programmes européens (Actinet, Carbowaste) ainsi que, particulièrement au CEA, dans la mise au point de modélisations multi-échelles. La pertinence de ces modélisations a été grandement accrue ces dernières années depuis que les propriétés élémentaires des défauts d'irradiation, lacunaires et interstitiels, peuvent être prédites avec une précision suffisante à partir de calculs de structure électronique *ab initio* et intégrées dans des traitements ultérieurs de dynamique moléculaire, de méthodes de Monte Carlo et de dynamique d'amas, voire, à plus long terme, de dynamique des dislocations.

Annexe 12

SÉPARATION ET CONVERSION

Les E&R coordonnées par le CEA dans ce domaine ont un aspect « amont » et un aspect « appliqué ».

Pour le premier aspect, les programmes du CEA et de Pacen³⁹ ont des volets portant sur les thématiques de la séparation par hydrochimie et par pyrochimie. Des E&R innovantes visent à utiliser des liquides ioniques à basse température, qui sont des liquides à mi-chemin de l'eau et des sels fondus, ayant un fort pouvoir de solvation et dont certains seraient peu sensibles à la radiolyse. Comme dans tout domaine de recherche fondamentale, les collaborations sont nombreuses, par exemple avec des laboratoires étrangers de chimie théorique.

Pour le deuxième aspect, les E&R visent à mettre au point des procédés industriels. Le CEA a ici un retour d'expériences considérable en modélisation des procédés d'ingénierie sur la matière radioactive, qui lui a permis d'optimiser, avec Areva, les usines de la Hague, à partir d'installations de séparation à échelle réduite. Cette modélisation des procédés permet des transpositions d'échelle. Elle sous-tend toutes les E&R qui sont conduites dans les installations d'Atalante.

1. SÉPARATIONS AVANCÉES PAR HYDROCHIMIE

Le CEA considère que les voies qu'il a proposées pour récupérer individuellement les actinides mineurs (Np, Am, Cm) en aval du procédé Purex sont validées (récupération à 99,9 % avec des facteurs de décontamination supérieurs à quelques centaines pour les produits de fission (PF)). La CNE1 a évalué les E&R menées dans le cadre de la loi de 1991 qui ont conduit à ces résultats. Depuis 2005, le CEA a poursuivi les études sur la séparation des actinides (U, Pu et actinides mineurs). Dès cette date, le CEA laissait entrevoir de nouvelles directions de recherche en liaison avec les possibilités de transmutation offertes par les RNR de 4^{ème} génération et les ADS. La loi de 2006 a consolidé ces directions en liant étroitement séparation des actinides mineurs et préparation des cibles et combustibles pour la transmutation, celle-ci nécessitant, sauf exception, le recyclage des actinides (U, Pu et actinides mineurs), qu'il s'agisse de RNR critiques ou sous-critiques. La CNE2 a décrit dans son premier rapport les grandes lignes des programmes envisagés par le CEA. Depuis septembre 2007, elle a commencé à auditionner le CEA et des équipes académiques (CNRS, universités).

D'une façon générale, le CEA considère qu'en matière de séparation des actinides mineurs et de conversion des produits en composés pour la fabrication de cibles et de combustibles de transmutation, il faut conduire les E&R en considérant d'abord les combustibles usés actuels. Dans un second temps, il peut être envisagé des matières ayant été irradiées à des fins de transmutation. Ces E&R doivent et devront conduire à des procédés dont les principes sont définis, ce qui permet au CEA, d'ici à 2012, de se donner les objectifs suivants :

³⁹ Programme sur l'Aval du Cycle et l'Energie Nucléaire ; programme interdisciplinaire du CNRS.

- consolider les procédés Diamex-Sanex (DX-SX) en cours d'études (déchets secondaires, synthèses des réactifs en quantités importantes, stabilité des réactifs à la radiolyse-hydrolyse, régénération des solvants, performance des appareillages) tout en simplifiant leur enchaînement ;
- tester le procédé Ganex, fortement suggéré par les contraintes de non-prolifération ;
- développer un procédé pour extraire seulement Am ;
- consolider les procédés de conversion des produits des séparations pour préparer des cibles et des combustibles particuliers ;
- se préparer à traiter des oxydes et d'autres composés (carbures) pouvant être utilisés dans des combustibles et cibles de transmutation.

Ces travaux contribueront aux E&R ultérieures concernant le traitement des cibles ou des combustibles de transmutation pour un multi-recyclage des actinides ; elles se feront en continuité des précédentes et après 2012, voire jusqu'en 2020.

a. Diamex-Sanex (DX-SX)

Dans son principe, le procédé Diamex-Sanex est assez simple. Il consiste, dans une première étape, à extraire de la solution aqueuse (HNO_3 3M), dite « de produits de fission » du procédé Purex, l'ensemble des An (actinides) et des Ln (lanthanides) par une solution organique de DMDOHEMA, appelée solvant. Dans une seconde étape, les An sont « désextraits » en retour de la solution organique dans une solution aqueuse (à pH3) contenant du DTPA, réactif complexant sélectivement les An. Pour franchir la seconde étape il faut modifier la composition de la solution organique, car en présence d'une solution aqueuse de pH3, le DMDOHEMA ne peut maintenir l'ensemble des An et les Ln dans la solution organique. L'addition de HDEHP à la solution organique assure alors l'effet recherché. Par ailleurs il faut éviter l'extraction de produits de fission (Zr, Mo, Ru) ou de Fe par le DMDOHEMA ou par effet synergique entre DMDOHEMA et HDEHP, il faut maintenir le pH de la solution de retour vers pH3. Cela nécessite d'introduire dans les solutions aqueuses des réactifs inhibant ces extractions parasites ou bien les « tamponnant » vers pH3. Enfin, pendant le déroulement du procédé, il faut séparer DMDOHEMA et HDEHP pour les purifier. C'est un point clé du procédé.

Les deux étapes du procédé DX-SX ont été testées avec succès par le CEA en 2005, mais de façon séparée, c'est-à-dire en utilisant d'une part une solution de DMDOHEMA, d'autre part une solution de HDEHP.

Dès cette époque, le CEA envisageait de réaliser la séparation An-Ln en enchaînant les deux étapes, en partant d'une solution organique initiale constituée d'un mélange de DMDOHEMA et de HDEHP. Mais les expériences n'ont pu avoir lieu. Depuis, le CEA continue les E&R pour conduire DX-SX en un seul cycle. Plusieurs possibilités sont explorées :

- Séparation et régénération de DMDOHEMA et de HDEHP. Le CEA a montré que cette opération pouvait être effectuée en partant d'une solution organique constituée d'un mélange de DMDOHEMA et de HDEHP. Mais le procédé a les inconvénients dus à la présence simultanée des réactifs complexants au contact de la solution de PF, qu'il faut gérer avec des réactifs appropriés ajoutés en phase aqueuse. Par ailleurs, le procédé

industriel qui en résulterait générerait beaucoup d'effluents, notamment au niveau de la séparation et de la régénération du DMDOHEMA et du HDEHP ;

- Séparation et régénération de DMDOHEMA et de HDEHP, en introduisant le HDEHP dans le procédé après l'étape DX, c'est-à-dire au moment de la « dés-extraction » des An. Cela évite l'extraction de PF puisque les réactifs extractants ne sont pas ensemble lors de la première étape du procédé. Pour ce faire, on joue sur le partage du HDEHP dans le système biphasé « phase organique-phase aqueuse » du procédé. Aux pH élevés de la phase aqueuse, il y est solubilisé ; lorsque la phase aqueuse est acide, il est en phase organique. Cela conduit à amener la phase aqueuse vers pH7. Une telle opération serait délicate dans un procédé industriel où l'on cherche à rester en milieu acide. Une variante serait d'utiliser un autre acide phosphorique (DnHP) à la place de HDEHP que l'on pourrait solubiliser à un pH plus faible que 7. Il en résulterait d'ailleurs une meilleure séparation An-Ln qu'avec le HDEHP. La solution organique initiale ne contiendrait alors, dans les deux cas, que DMDOHEMA. Un essai en inactif doit avoir lieu en 2007-2008, à Marcoule, pour tester ce nouvel acide organophosphoré ;
- Utilisation du Todga⁴⁰ à la place du DMDOHEMA sans utilisation d'acide phosphorique. Le Todga, qui est un meilleur réactif extractant que le DMDOHEMA, permet de « dés-extraire » sélectivement les An vers pH2 tout en maintenant An et Ln dans la phase organique. Il faut toutefois introduire des sels « relargants » en phase aqueuse. Un essai en actif doit avoir lieu en 2008 dans Atalante.

Par certains aspects, les essais DX-SX et Todga sont complémentaires puisqu'ils comportent tous les deux la même étape de complexation sélective des actinides pour les « dés-extraire » de la phase organique. Le CEA n'indique pas de priorité pour ces essais.

D'ici à fin 2009, le programme du CEA est établi pour vérifier laquelle des deux options innovantes de DX-SX sera retenue pour porter le procédé vers une possible industrialisation. Le choix sera fondé sur les rendements, les facteurs de décontamination et l'appareillage. Réaliser DX-SX en un seul cycle diminue les déchets secondaires, point qu'il convient de considérer très tôt lorsqu'on envisage un procédé industriel. Toutefois DX-SX ne sera testé que sur des solutions en aval de Purex ne contenant que de faibles concentrations en U et Pu, inférieures à 0,2 % de celles des An et PF. Il conviendra de vérifier ce qu'il en serait dans d'autres conditions où les concentrations en U et Pu seraient élevées. C'est le cas pour séparer Am et Cm dans le procédé Ganex.

Les multiples problèmes posés par la manipulation du Cm (fabrication de pastilles, transport), voire l'intérêt réel qu'il y a à le transmuter, conduisent le CEA à envisager l'extraction sélective d'Am à partir des solutions de PF de Purex. C'est un aspect nouveau qui est abordé avec le retour d'expériences, obtenu en 2000 à Atalante, de la séparation Am-Cm avec le DMDOHEMA. Un test en actif pourrait avoir lieu en 2009.

b. Ganex (GX)

Le CEA étudie la séparation groupée des actinides (U, Np, Pu, Am et Cm) à partir d'une solution de dissolution de combustible usé, de telle façon que les proportions respectives de U, Pu et des actinides mineurs (Np, Am et Cm) puissent conduire à un combustible de transmutation des actinides mineurs en mode homogène dans les RNR. A cet égard, le CEA développe depuis 2006 le procédé Ganex. Une telle séparation est aussi envisagée par d'autres pays.

⁴⁰ Tetraoctyl 3-oxapentandiamide

Dans une première étape, ce procédé consiste à extraire de la solution aqueuse HNO_3 4M de dissolution du combustible usé, la majeure partie de U par le DEHiBA (un monoamide) et dans une deuxième étape à extraire U restant et les autres actinides par le procédé DX-SX (HDEHP). Le taux de récupération visé est de 99,9%.

Le CEA a un bon retour d'expériences de l'extraction de U par les monoamides et le DEHiBA offre une bonne sélectivité de séparation U(VI)-Pu(IV), une bonne résistance à la radiolyse, et conduit à récupérer 99,9 % de l'uranium. Les expériences déjà conduites au laboratoire avec des solutions d'uranium sont concluantes sur ces points. Les études complémentaires sur le comportement des PF sont en cours. Un essai sur une solution active est envisagé en 2008 dans Atalante.

Toutefois, dans la mesure où Ganex sera mis au point à l'aide des solutions de PF de Purex, l'utilisation du procédé DX-SX pour extraire les actinides de la solution issue de la première étape de Ganex (extraction d'une partie de U), pourrait être délicate. En effet, dans ces solutions, les concentrations de U et surtout de Pu sont beaucoup plus élevées que dans les solutions de PF de Purex (voir ci-dessus). Ce serait aussi, *a fortiori*, le cas où Ganex serait utilisé sur des combustibles usés de RNR de 4^{ème} génération. A la fin de 2007, avec des expériences de laboratoires, le CEA a progressé sur certains points (extraction-dés-extraction des actinides selon leur degré d'oxydation, cinétiques de partage, ..). Un essai sur des solutions réelles pourrait avoir lieu en 2009 dans Atalante.

2. CONSIDÉRATIONS SUR LES PROCÉDÉS

58

Ganex serait un procédé rationnel pour s'engager dans la transmutation en mode homogène en RNR-Na. Toutefois, l'extraction groupée des actinides U, Np, Pu, Am et Cm conduirait à une matière radioactive contenant du Cm, difficile à manipuler dans les opérations de co-conversion consécutives aux opérations de séparation, puis de fabrication de cibles et combustibles de transmutation. Cela imposerait des contraintes sévères. La voie de transmutation en mode homogène peut aussi être engagée en utilisant le procédé Diamex-Sanex, qu'il est de toute façon nécessaire de mettre en œuvre pour emprunter la voie de transmutation en mode hétérogène. Celle-ci semble prometteuse dans le concept CCAM (couvertures chargées en actinides mineurs placées autour du cœur des RNR). Le procédé Diamex-Sanex apparaît ainsi plus souple que le procédé Ganex. Une partie du procédé Diamex-Sanex, du moins dans son principe, constitue une étape de Ganex. Il apparaît donc prioritaire de conduire les E&R sur la mise au point du procédé Diamex-Sanex.

3. CONSIDÉRATIONS SUR LES USINES DU FUTUR

Selon Areva, l'objectif d'évolution des nouvelles usines de retraitement serait de passer vers 2015 aux usines de 3^{ème} génération avec des capacités de 2 000 t/an pour traiter le combustible usé, Mox et UOX des Rep, avec Coex ; et de passer progressivement à Sepou. Les usines de 4^{ème} génération viendront après 2040 avec des capacités supérieures à 2 000 t/an pour traiter le combustible usé UOX et Mox des Rep et des RNR.

4. Co-CONVERSION

En liaison avec les procédés de séparation, depuis plusieurs années, le CEA conduit des E&R sur la fabrication de nouveaux combustibles Mox pour le co-recyclage de U et Pu ou pour la fabrication de cibles et de combustibles pour la transmutation des actinides mineurs. De nombreux résultats préliminaires sont déjà acquis.

Les céramiques d'oxydes mixtes d'uranium et de transuraniens sont d'autant mieux adaptées à la réalisation d'un combustible Mox que les éléments impliqués forment des solutions solides d'oxydes. L'intérêt de ces solutions solides est que les éléments ne gardent pas leurs propriétés de composés purs. En particulier, à haute température, Am et Cm sont en général moins volatils que dans les mélanges d'oxydes purs ; ceci constitue un avantage majeur au plan industriel pour éviter des contaminations lors de l'obtention des céramiques par frittage. La préparation d'oxydes mixtes en solutions solides impose plus ou moins la co-précipitation d'un composé mixte d'actinides (U, Pu, actinides mineurs) suivie de sa co-conversion en oxyde par un traitement thermique. Par ailleurs, la co-conversion simplifie la manipulation des poudres d'oxydes, toujours délicate et contaminante lors de l'étape de mélange de poudres au cours de la fabrication du combustible.

Le CEA travaille depuis quelques années sur des procédés de co-conversion impliquant :

- U et Pu séparés par Coex pour les recycler dans le combustible Mox des Rep ou le Mox de futurs RNR ; la proportion de Pu allant de 7 à 20 % ;
- U séparé par Purex et actinides mineurs séparés par Diamex-Sanex pour transmuter les actinides mineurs en mode hétérogène dans un combustible en couverture du cœur de RNR ; proportion d'actinides mineurs > 5% ;
- U, Np, Pu, Am, Cm séparés par Ganex pour transmuter les actinides mineurs en mode homogène dans le combustible du cœur des RNR ; proportion d'actinides mineurs < 5 % ;
- Pu séparé par Purex et actinides mineurs séparés par DX-SX ou GX pour transmuter les actinides mineurs dans le combustible des ADS ; proportion d'actinides mineurs > 5 % ;
- un ou deux éléments et actinides mineurs séparés par Diamex-Sanex ou Ganex pour transmuter des actinides mineurs en cible sur support inerte dans le cœur des RNR.

59

Les E&R portent essentiellement sur la co-précipitation d'oxalates (sauf pour les cibles inertes) et leur transformation en oxydes. La voie sol-gel, bien développée au CEA, reste utilisée au laboratoire pour préparer des oxydes de U, Pu et actinides mineurs. Comme il n'y a pas, à ce jour, de recherche de procédé selon cette voie, elle n'est pas examinée ici.

Le CEA et Areva ont une longue expérience à l'échelle industrielle de la précipitation de l'oxalate de Pu(IV) à partir d'une solution de nitrate de Pu et de sa transformation en PuO₂. Cet oxyde sert ensuite à fabriquer le Mox des Rep par mélange de poudres de UO₂ et de PuO₂, (procédés Mimas et Coca). Les ateliers R4 et T4 de la Hague ont la capacité de préparer 100 kg/jour d'oxalate de Pu (Pu(C₂O₄)₂).

Le procédé de co-conversion oxalique de U(IV) et Pu(III), (IV) séparés ensemble par Coex est bien avancé, depuis le début des études en 1995 (rendement de 99 %, contrôle des proportions U/Pu, caractéristiques structurales). Il reste à l'optimiser.

Les recherches sur la co-conversion An(IV)-An(III) -(U, Pu, Np, Am voire Cm) en laboratoire, au niveau de quelques grammes, vont de la caractérisation des structures et de la stœchiométrie

des oxalates à celles des composés obtenus lors de leur thermolyse-calcination, jusqu'aux oxydes. Ainsi, le CEA a préparé l'oxyde $U^{4+}_{0,92}Am^{3+}_{0,08}O_{2-x}$ à partir d'un oxalate mixte U/Am/hydrazinium, $U^{4+}_{1,84}Am^{3+}_{0,16}(N_2H_5, H_3O)^+_{2,20}(C_2O_4)_{5-n}H_2O$. La décomposition thermique des oxalates passe par des étapes compliquées qui ont été étudiées dans le cas simple du traitement thermique conduisant de $Pu(C_2O_4)_2$ à PuO_2 . La présence d'oxycarbonates de Pu a été mise en évidence. Dans ce domaine, il y a encore des recherches à poursuivre pour identifier parfaitement les solides. Des échantillons de $Pu_{1-a}Am_aO_{2-x}$ (où $a = 0,2 ; 0,5 ; 0,8$; il s'agit de solutions solides continues) très riches en Am (jusqu'à 80 %) ont été préparés pour les expériences Futurix-FTA dans des appareils représentatifs de ceux de la Hague (R4/T4).

D'une façon générale, les difficultés sont le contrôle du degré d'oxydation des actinides en solution, avant la co-précipitation et pendant les phases thermiques, et le maintien des proportions en actinides lors du passage des solutions aux oxydes et enfin l'obtention de céramiques monophasées.

Les E&R sur les systèmes quaternaires en An (oxalates et oxydes d'UNpPuAm) ont démarré avec succès. Elles se poursuivent dans les mêmes voies que pour les systèmes plus simples. Le composé $(U^{4+}Np^{4+})_{1,62}(Pu^{3+}Am^{3+})_{0,38}(N_2H_5, H_3O)^+_{2,38}(C_2O_4)_5nH_2O$ et la solution solide (UNpPuAm) O_2 ont été identifiés.

Les E&R ont également commencé sur le système U(IV)–Cm(III) par l'étude de la stabilité d'U(IV) en présence de Cm (à 10 % dans la solution) qui induit de forts effets radiolytiques.

Les caractéristiques des solutions solides d'oxydes (granulométrie, phase unique,..) dépendent beaucoup de la méthode de co-précipitation, du traitement thermique et de leur résistance radiolytique. L'étude systématique des paramètres déterminant ces caractéristiques porte sur divers échantillons plus ou moins concentrés en américium et en curium.

Les E&R sont orientées vers l'impact de fortes teneurs en actinides mineurs, par exemple sur les composés U(IV) Np(IV) Am(III) dans les proportions 62/7/31 et U(IV) Np(IV) Am(III) Cm(III) dans les proportions 59/7/31/3 qui ont effectivement été préparés. Elles vont aussi vers la modélisation et les développements technologiques.

Le CEA conduit également des E&R pour étendre la « dénitration » thermique de solutions nitriques de U et de Pu à des solutions contenant des actinides mineurs. Cette méthode de « dénitration » conduit directement à des oxydes pour le Mox des Rep et sera utilisée à Rokkasho-Mura. Dans le même registre, le CEA conduit des études de transformation directe d'oxydes inertes poreux ou d'échangeurs organiques imprégnés d'actinides en oxydes mixtes.

5. SÉPARATIONS AVANCÉES PAR PYROCHIMIE

L'extension de la pyrochimie industrielle au nucléaire ne concerne actuellement que le traitement du combustible usé de RNR, soit quelques tonnes de combustible métallique (EBR II) à Idaho National Laboratory aux USA, soit quelques kilogrammes de Mox (Bor-60 et BN-350) à Dimitrovgrad en Russie. Il s'agit de procédés électrolytiques, en milieux chlorures fondus, destinés à récupérer, soit l'uranium métallique, soit les oxydes de U et de Pu. Les installations pilotes sont déjà très importantes. Les autres pays nucléaires souhaitant utiliser la pyrochimie s'en tiennent pour le moment à des installations plus modestes, voire à des installations de laboratoire.

Par rapport aux milieux aqueux, les sels fondus présentent deux avantages essentiels : ils résistent à la radiolyse et ils peuvent accepter des concentrations élevées en actinides fissiles.

Mais, à ce jour, les séparations individuelles des actinides ne sont pas aussi sélectives que par voie hydrochimique et les réacteurs chimiques pour travailler à haute température exigent une haute technologie.

Le CEA conduit depuis longtemps des E&R sur la séparation des actinides en milieux chlorures ou fluorures fondus. Les nombreux résultats acquis le conduisent à privilégier, dans le cadre de la loi de 2006, la récupération groupée des actinides mineurs et de Pu, et donc à viser un multirecyclage en mode hétérogène de cibles très radioactives. Deux voies sont explorées : la première par électrolyse et la seconde par extraction réductrice dans l'aluminium fondu. Les expériences sont conduites en collaboration avec INL, Criepi et ITU dans le cadre des PCRD Euratom réussis.

A partir d'un échantillon à traiter mis en solution dans le chlorure fondu, le principe de la voie électrolytique consiste à récupérer, d'une part l'uranium sur une cathode inerte et, d'autre part, les transuraniens dans une cathode auxiliaire de cadmium fondu. Ces derniers sont récupérés par distillation de l'amalgame. La faisabilité d'une co-extraction de Pu, Np, Am a été démontrée à INL. En 2008, un premier essai d'électro-raffinage de cibles métalliques irradiées est prévu à ITU en collaboration avec Criepi.

Dans la voie d'extraction liquide-liquide, spécifiquement développée par le CEA, les actinides d'un mélange de fluorures fondus sont extraits à l'état métallique dans l'aluminium fondu. Les ions An^{3+} sont réduits à l'état atomique (An) soluble dans Al, tandis que des atomes d'Al sont oxydés en ions Al^{3+} , solubles dans le fluorure. L'équilibre est gouverné par plusieurs paramètres ajustables ce qui rend la méthode particulièrement souple. Ainsi, en changeant de sel fondu, il est possible de ré-extraire dans le nouveau sel les actinides solubilisés dans l'aluminium fondu. Enfin, les déchets secondaires sont vitrifiables. Le CEA a démontré le principe de la co-extraction de Pu, Am et de traces de Cm dans le système $LiF-AlF_3 / Al$ à 830 °C, avec de très bons facteurs de séparation par rapport aux produits de fission. Les expériences se poursuivront en 2008, puis à une échelle significative en quantités d'actinides dès qu'une cellule d'Atalante sera équipée pour la pyrochimie.

Il n'en demeure pas moins que de nombreuses E&R restent à faire en pyrochimie.

6. ÉTUDES ET RECHERCHES AUX NIVEAUX EUROPEEN ET INTERNATIONAL

a. Programmes des 6^{ème} et 7^{ème} PCRD Euratom : Actinet et Europart

L'essentiel des E&R vers des séparations avancées a eu lieu dans le projet intégré Europart.

Au cours du 6^{ème} PCRD, le réseau d'excellence Actinet (30 organismes, 13 pays, 2004-2007), coordonné par le CEA, visait plutôt à soutenir des actions de collaboration pour des expériences auprès d'installations mises en commun, capables d'accueillir des échantillons d'actinides, ou pour des calculs théoriques au sein du « Theoretical users lab » qu'il a initié. Les activités d'Actinet, qui concernent les E&R fondamentales de la science des actinides, (www.actinet-network.org), débordent les thèmes de séparation ou de co-conversion. Elles seront réorientées dans le 7^{ème} PCRD en liaison avec le projet Acsept (voir ci-dessous).

Europart (26 organismes, 10 pays, 2004-2007) avait pour objectif de développer des schémas de procédés pour la séparation des actinides, notamment des actinides mineurs. Le CEA le coordonnait et y était fortement impliqué. Les E&R conduites dans Europart ont fortement contribué à approfondir les connaissances ; elles ont permis d'établir la faisabilité de principe

d'un procédé Diamex-Todga et d'éliminer certaines options de Sanex fondées sur l'utilisation des molécules polyfonctionnelles à atome d'azote donneur. Des essais de co-conversion ont également été réalisés dans le cadre de ce projet. En pyrochimie, l'électrolyse de U, Pu et Am en milieu chlorure sur cathode d'aluminium ou leur extraction d'un milieu fluorure par aluminium ou par l'alliage AlCu liquides ont été étudiées.

Le projet Acsept (34 organismes, 2008-2012) qui succédera à Europart et Pyropep développera des procédés de séparation-recyclage des actinides compatibles avec des options avancées de cycles du combustible. Il s'agissait dans l'appel d'offres d'une recherche finalisée pour préparer des démonstrations technologiques à partir de 2012. En fait, pour 2012, seules des démonstrations de faisabilité scientifique par des procédés hydrochimiques (extraction et dés-extraction sélectives et groupées d'actinides) et des évaluations préliminaires en pyrochimie (électrolyse et extraction liquide-liquide), prenant en compte les critères et contraintes de l'industrie, sont visées. Un volet d'E&R sur des molécules innovantes déjà identifiées est prévu (molécules de BTP dont certains membres sont radiorésistants). Les tests de démonstration de faisabilité technique et d'optimisation de procédés préparant la démonstration technologique à une échelle pilote sont renvoyés à plus tard. Des partenaires industriels entrent dans Acsept mais avec un faible investissement.

b. International

C'est avec le Japon et les USA que la France maintient les relations bilatérales les plus étroites. Les procédés de séparation étudiés par ces pays ont des points communs mais ils sont différents. En particulier, le Japon étudie dans le cadre de FaCT (Fast Reactor Cycle Technology Development Project) une séparation avancée de référence, fondée sur la cristallisation majoritaire de $(\text{UO}_2\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ suivie de la co-extraction/dés-extraction de U(restant), Pu et Np dans le système TBP/ HNO_3 et la séparation de Am et Cm des Ln par chromatographie. Ensuite U, Pu, Np, Am et Cm peuvent être (ou non) mélangés pour préparer un combustible pour transmutation en mode homogène ou hétérogène. De leur côté, les USA étudient l'enchaînement d'Urex (U, Tc), d'un procédé de séparation de Cs et Sr, Truex (Am, Cm et Ln) et Talspeack (Am et Cm) respectivement à ANL, INL, ANL et ORNL.

La plupart des E&R sur les séparations pyrochimiques sont conduites dans l'Institut des transuraniens (ITU) à Karlsruhe, au Japon (JAEA et CRIEPI) et aux USA (ANL à Argonne, INL à Idaho).

Annexe 13

CIBLES COMBUSTIBLES POUR LA TRANSMUTATION EN RNR

Les matériaux non métalliques susceptibles d'entrer dans la fabrication des cibles et des combustibles de transmutation doivent supporter des températures très élevées et s'accommoder d'une grande densité de dégâts qui accompagnent le processus de fission, l'émission alpha et une radioactivité intense. Seules les expériences d'irradiation prolongée par des neutrons rapides permettent d'apprécier leur tenue. Chaque irradiation vise un ou plusieurs objectifs. Dans son dernier rapport, la CNE1 avait rendu compte des résultats obtenus jusqu'en 2005.

Depuis, de nouveaux résultats ont été acquis, mais la plupart des expériences sont en cours. Les récents examens post-irradiations, sur lesquels sont fondés ces résultats, sont destructifs, sans aller encore jusqu'à la dissolution des échantillons. Le CEA a présenté à la Commission les nouveaux développements qu'il envisage pour les E&R sur les cibles et combustibles de transmutation, notamment les composés, voire les alliages métalliques, qu'il souhaiterait utiliser. L'ensemble des expériences d'irradiation, effectuées et à venir, a été communiqué à la Commission dans un document récapitulatif décrivant les objectifs, les conditions d'irradiation, la chronologie et les résultats [note SESC/DIR 08-003 (DO) Mars 2008], document qui sera tenu à jour.

On entend par « cible » tout ensemble de composants pouvant être irradié et qui ne contient ni U, ni Pu. C'est un piège neutronique qui ne contribue pas à la réaction de fission en chaîne. Le terme de « combustible » est réservé aux dispositifs qui contiennent des éléments fissiles. Cibles et combustibles expérimentaux ont pour la plupart la forme d'aiguille contenant les échantillons à irradier sous la forme de pastilles. Les performances sous irradiation des composés candidats (température de fusion, conductivité thermique, redistribution des éléments) dépendent étroitement de leur stœchiométrie et de la microstructure des matériaux mis en forme, généralement des céramiques. C'est pourquoi, quand cela est possible, on indique ici les formules chimiques des composés et leur état. Une sous-stœchiométrie indique la présence d'un élément de plusieurs degrés d'oxydation au moins.

On peut distinguer deux domaines d'E&R : les E&R concernant les combustibles « nourriciers » des réacteurs critiques à l'étude ; les E&R qui portent sur les cibles et combustibles pour la transmutation des actinides mineurs en RNR critiques et sous-critiques.

Les autres E&R sur les matériaux de gainage des aiguilles et des assemblages ou de structure des réacteurs sont présentées dans l'annexe 11.

1. CŒUR DES RNR

a. RNR-Na

Le CEA maîtrise la fabrication des assemblages Mox pour les RNR-Na de type Phénix ou Superphénix. De 1963 à 1999, plus de 100 t de Mox à 20-25 % de Pu, provenant de 22 t de Pu séparé du combustible usé UOX, ont été préparées par le procédé Coca à Cadarache (AT Pu). Ce procédé consiste à « cobroyer » UO_2 et PuO_2 en proportions convenables et à fritter l'ensemble à 170 °C sous un mélange argon, hydrogène et eau. Cette maîtrise s'étend à tout le cycle puisque environ un quart du Mox usé à 100 GWj/t dans Phénix (23,3 t) a été

retraité par le procédé Purex à Marcoule (AP) et à la Hague (UP2) et que les 4,6 t de Pu obtenues ont été recyclées dans Phénix à partir de 1980.

Le retour d'expériences sur le combustible Mox pour RNR (taux de combustion jusqu'à 150-200 GWj/t, puissance dégagée de 2 kW/cm³, gradient de température dans les pastilles jusqu'à 5 000 °C/cm, redistribution des éléments, etc.) est donc très important, tant au plan des performances qu'au plan de la sûreté (essais en situation de fonctionnement dégradé dans le réacteur Phébus). A taux de combustion élevé, le point faible détecté est une corrosion de l'acier austénitique des gaines par certains produits de fission. Cela a suscité des E&R sur de nouveaux aciers pour remédier à cette corrosion et augmenter l'irradiation neutronique (mesurée en dpa) qu'ils peuvent supporter. Ces deux facteurs limitent le taux de combustion.

L'atelier AT Pu de Cadarache est fermé, ce qui motive la construction du pilote de fabrication du combustible Mox de la Hague pour y préparer le combustible du RNR-Na prototype dont la mise en service est attendue en 2020. La mise au point de ce combustible constitue la voie de référence des E&R sur le combustible pour RNR.

L'essentiel des E&R du CEA porte sur un nouveau procédé de production de Mox, qui pourra être utilisé en aval du procédé Coex. Celui-ci conduira en effet à un oxyde mixte UPuO₂ (en fait UPuO_{2-x}) pouvant contenir 45 % de Pu et formant une solution solide, ce qui est l'état cristallographique optimum pour assurer des dégâts homogènes de fission. Cet oxyde mixte, par exemple au taux de 15-20 % de Pu, pourrait être utilisé directement, ou bien à un taux supérieur, 45 %, et être dilué avec UO₂. Dès cette année (octobre 2008-mars 2009), deux aiguilles expérimentales, à quelques pour cent de Pu, seront irradiées dans Phénix (expérience Copix) pour vérifier que le Mox, préparé selon les deux voies indiquées, a au moins les mêmes performances que celui préparé par le procédé Coca. Toutefois, dans l'atelier pilote de la Hague, U et Pu ne proviendront pas de l'application du procédé Coex-extraction. On testera la co-précipitation/conversion (Coex-conversion). L'acier des aiguilles restera celui qui a déjà été utilisé, car les nouvelles nuances (ferritique-martensitique à dispersion d'oxyde) ne seront pas au point avant 2012. Ensuite, des aiguilles prototypes d'un assemblage seront irradiées d'ici à 2012 dans le réacteur Joyo, puis dans une zone « rapide » du réacteur RJH vers 2014, et enfin un assemblage complet dans le réacteur Monju.

D'autres composés que les oxydes de U et Pu seraient *a priori* bien meilleurs pour fabriquer du combustible de RNR. Des voies alternatives à la voie oxyde sont explorées avec les carbures, les nitrures et les alliages métalliques, dans lesquels la densité d'atomes lourds est plus élevée. Bien qu'on ait quelques données sur leur comportement en réacteur, le délai d'ici à 2012 est trop court pour qu'ils concurrencent l'oxyde UPuO₂ à cette date. En effet, le temps nécessaire pour caractériser un nouveau combustible nucléaire, au même niveau par exemple que le combustible Mox RNR, est estimé à 20 ou 30 ans. Ceci reste compatible avec une mise en service des RNR-Na en 2040. Seuls les alliages métalliques UPuZr utilisés aux USA pour les RNR-Na pourraient être envisagés dès maintenant mais, outre qu'ils nécessitent d'approfondir certains problèmes de neutronique, ils imposeraient, dans une filière industrielle, un traitement pyrochimique pour le multirecyclage du Pu (et de U). Les E&R en cours ciblent pour 2012 le choix du Mox, mais elles intéressent toutefois d'autres domaines que le combustible des RNR-Na (combustible métallique, combustible pour le RNR-He). Le choix du combustible RNR ne concerne pas seulement ses propriétés en réacteur, mais tout l'ensemble du cycle.

b. RNR-He

Le composé envisagé pour le combustible du RNR-He est la céramique massive UPuC, voire UPuN. Avec la céramique réfractaire composite SiC-SiC fibrée, le composé doit permettre de réaliser le gainage, sans doute en association avec un liner (métallique) pour assurer l'étanchéité aux PF. Le combustible pourrait être du type plaque ou aiguille. Les concepts à base de particules enrobées des HTR sont abandonnés.

La synthèse et la mise en forme des céramiques de composés mixtes UPuC et UPuN à partir des oxydes est en cours d'optimisation au CEA. Dans l'optique d'une transmutation en RNR-He, l'incorporation des actinides mineurs dans de tels composés est pour l'instant au stade d'expériences de laboratoire.

Pendant la période 2005-2012, un important programme d'E&R porte sur tous ces aspects technologiques (fabrication de plaques et d'aiguilles, soudage des composites, dépôt ou fabrication du liner) ; le programme comprend aussi des irradiations dans plusieurs réacteurs (ATR, Phénix, Osiris, Joyo). Les développements sont menés en collaboration avec les USA et le Japon dans le cadre du forum Gen-IV. Certains modules du programme sont en cours et d'autres en définition.

Les E&R sont conduites sur les nitrures et carbures d'actinides dans les irradiations Nimphe 1 et 2 (Phénix). Les aiguilles à 20 % de Pu sont en cours d'examen (taux de combustion de 7 à 12 at %). Réalisées en 2002-2005, les expériences Bora-Bora dans Bor-60 ont porté sur des nitrures très riches en Pu ($UPu_{0,45}N$ et $UPu_{0,60}N$) à des taux de combustion de 5,4 à 7 at %. Dans Phénix, entre avril 2007 et février 2009, les expériences Futurix-MI et Futurix-Concept consistent à irradier respectivement des carbures et nitrures inertes et des pastilles de UPuC dans un étui de SiC, et de UPuN dans un étui de TiN. Il est prévu que des prototypes de combustibles (plaques et aiguilles) soient irradiés avant 2012-2013 dans BR2 (expérience IRRDEMO 1 et 2).

La période 2012-2014 marquera la fin de la phase de développement. La phase de qualification du combustible s'étendra jusque vers 2020, après quoi le réacteur de démonstration (REDT) pourrait être construit (2020-2025). Une large collaboration (française, européenne, internationale) se met en place sur tous les aspects du cycle associé.

2. RNR CRITIQUES

a. Transmutation en mode homogène

L'introduction d'actinides mineurs en faible concentration massique, inférieure à 2 %, dans une très grande proportion du combustible Mox d'un RNR-Na standard, ne modifierait ni ses performances, ni ses paramètres de sûreté, mais augmenterait la puissance thermique et l'émission de neutrons. Les conséquences sur les installations du cycle restent à examiner, notamment sur l'atelier de fabrication du combustible qui devrait être blindé. De même, au moins 50 % des réacteurs recevraient un tel combustible, ce qui affecterait sérieusement leur gestion.

Les expériences Superfact1 (8 aiguilles dans Phénix) et Trabant1 (3 aiguilles dans HFR), respectivement achevées en 1992 et 2000, ont porté sur les oxydes $U_{0,74}Pu_{0,24}Am_{0,02}O_2$ et $U_{0,74}Pu_{0,24}Np_{0,02}O_2$ (taux de combustion 6,5 at %, taux de transmutation 30 %) d'une part et $U_{0,55}Pu_{0,40}Np_{0,05}O_2$ (taux de combustion 11,5 at % ; taux de transmutation 30 %) d'autre part.

Il s'agit de composés à quelques pour cent d'Am et de Np, représentatifs du Mox pour la transmutation homogène (voir leur évaluation dans le rapport CNE1 n° 11 page 26).

Ces expériences montrent qu'à un taux de combustion allant jusqu'à 10 at % (96 GWj/t), le comportement des pastilles (restructuration des éléments, dégâts, gonflement) reste sensiblement celui d'un Mox RNR de même puissance linéique. Elles ne suffisent toutefois pas pour conclure à la bonne tenue d'un combustible de transmutation en RNR, notamment en raison du taux de combustion modéré qui est de moitié de celui recherché. Des expériences, prévues pour remédier à la limitation du temps d'irradiation des échantillons, n'ont pu avoir lieu. Des aiguilles de Superfact contenaient des oxydes (UPuNpAm) O_2 à forte teneur en Np et en Am (environ 20 % de chaque élément) et n'ont pas encore été examinées (voir ci-dessous).

C'est pourquoi, fin 2007, dans le cadre du forum Gen-IV, en collaboration avec le Japon et les USA, le CEA a lancé le programme Gacid (Global Actinide Cycle International Demonstration). A partir de 2010, des irradiations d'aiguilles tests (oxydes d'UPuNpAm et oxydes de UPuNpAmCm) dans Joyo prépareront l'irradiation d'aiguilles expérimentales dans Monju en 2015. Un assemblage (oxyde d'UPuNpAmCm) contenant environ 1,5 kg d'actinides mineurs sera ensuite testé, soit dans un RNR-Na prototype vers 2020, soit dans Monju. Le DOE fournira les actinides mineurs ; les oxydes seront préparés à Atalante et les pastilles et aiguilles au Lefca, voire à Atalante si elles contiennent du curium. Pour préparer l'assemblage, il faudra disposer d'un micro-pilote (la Hague), ce qui repousse l'irradiation après l'année 2020. Les performances de cet atelier doivent être définies au regard d'une éventuelle manipulation du Cm. Les résultats significatifs sont attendus vers 2025.

Avant les irradiations et la sélection des composés à tester, quelques propriétés fondamentales (structure, point de fusion, pression de vapeur, conductibilité thermique, chaleur spécifique) d'oxydes seront mesurées en fonction de leurs teneurs en actinides mineurs d'ici à fin 2009. Ces mesures préliminaires en laboratoire porteront sur des oxydes sous-stoéchiométriques du type $U_aPu_bNp_cAm_dO_{2-x}$ caractérisés par : $a = 0,63$ à $0,79$; $b = 0,2$ à $0,3$; $c = 0$ et $0,01$; $d = 0$ à $0,06$ (6 % en actinides mineurs au maximum) ; $x = 0,02, 0,05$ et $0,1$. Des composés au Cm, du type $U_aPu_bNp_cAm_dCm_eO_{2-x}$, comporteront au maximum 0,7 % de Cm ($d=0,007$). La sous-stoéchiométrie implique pour Am et Cm au moins, une faible partie au degré d'oxydation 3.

Des tests d'irradiation ont porté sur la transmutation en mode homogène (expérience Métaphix dans Phénix, arrêtée mi-2004) dans des alliages métalliques U,Pu,40-Zr, dont certains étaient faiblement chargés en actinides mineurs (dans certaines aiguilles la proportion de Cm était de 0,2 % en masse). Les examens visuels et métrologiques des aiguilles par le CEA n'ont rien révélé de particulier. Leur examen destructif est en cours à ITU (Karlsruhe). Les taux de combustion de U et Pu ont atteint de 2 à 11 at %.

b. Transmutation en mode hétérogène sur cible inertes

De très nombreuses expériences ont déjà eu lieu, sont en cours ou prévues (voir rapport CNE1, n°11 page 24) avec des cibles de transmutation, sur un support inerte pour ne pas former de transuraniens. Il s'agit d'évaluer les possibilités de transmutation dans le cœur des RNR, d'actinides mineurs en concentration élevée (20 %). Des oxydes d'actinides mineurs, ou des solutions solides de ces oxydes, sont dispersés dans une matrice inerte d'oxyde ou de métal réfractaire dont les éléments ne sont pas fissiles. La transmutation peut être appréciée, soit après un passage unique en réacteur, dit « once through », d'une cible irradiée par des

neutrons localement modérés avec des sections efficaces « thermiques » donc élevées, soit après multirecyclage de ces cibles.

Pour le moment, seules les expériences Thermet (dans Siloé), Matina-1A et Ecrix-H (dans Phénix) et EFFTRA T2 à T4 (dans HFR), portant sur des oxydes UO_2 enrichi à 20 % en ^{235}U ou $^{241,243}\text{AmO}_2$ micro ou macro-dispersés dans divers oxydes ou métaux, ont donné des résultats, certains étant d'ailleurs acquis depuis quelques années (rapport CNE1 n° 11, p.26).. Ces expériences permettent de connaître les effets des neutrons, des PF et de la production d'hélium qui, ensemble, affectent la plus ou moins bonne tenue des céramiques.

Les mesures destructives sur les aiguilles issues de l'expérience Matina-1A (arrêtée début 2004), couplées à celles de l'expérience Thermet, confirment le gonflement plus important, sous flux neutronique, de Al_2O_3 que de MgO ou MgAl_2O_4 , et l'absence d'amorphisation de MgO , MgAl_2O_4 , Al_2O_3 et TiN à haute température (~1 450 °C). En présence de produits de fission (oxydes contenant UO_2), MgO est l'oxyde dont le volume augmente le plus, tandis que MgAl_2O_4 présente une bonne stabilité. Le gonflement d' Al_2O_3 en présence de produits de fission et à température locale élevée (1 400 à 1 800 °C) est limité. Toutefois, cet oxyde apparaît fragile après irradiation.

Les aiguilles de l'expérience EFFTRA T4 bis arrêtée fin 1999 (0,4 g/cm³ de AmO_2 micro-dispersé dans MgAl_2O_4 ; taux de combustion de 10 at % ; taux de transmutation d'Am de 50 %) ont été examinées. Le spinelle MgAl_2O_4 , assez peu sensible aux neutrons rapides, est cependant altéré (amorphisation et porosité accrue) par les fissions, le rayonnement alpha et surtout l'hélium, dus à la présence d'américium. Il a donc été écarté.

Après 3 ans d'irradiation à partir de 2003, l'examen des aiguilles de l'expérience Ecrix H ($\text{AmO}_{1,62}$ micro-dispersé dans MgO , environ 3 g d'Am dont 2,6 de ^{241}Am à 0,7 g/cm³ ; taux de combustion de 13 at % ; taux de transmutation d'Am de 34 % sous flux de neutrons modérés par CaH_2) confirme le bon comportement de MgO .

Aujourd'hui, les points suivants sont confirmés :

- les meilleures matrices inertes sont MgO , ZrYO_2 et Mo ;
- une macro-dispersion des oxydes d'actinides est préférable à une micro-dispersion ;
- les oxydes mixtes d'actinides formant des solutions solides conduisent aux meilleures performances.

On attend des résultats complémentaires des expériences en cours dans Phénix, Matina 2 et 3, Cochix, Camix et Ecrix B (UO_2 ou AmO_2 micro et macro-dispersés ; taille des particules respectivement inférieure à 10 μm ou dépassant 100 μm).

Les aiguilles de Matina 2 et 3, pour les E&R sur les cibles de transmutation (MgO avec 25 % de UO_2 enrichi à 50 % en ^{235}U , macro et macro-dispersé) ont été préparées par le CEA pour être mises en réacteur de juillet 2006 à février 2009. Celles de Ecrix B ($\text{AmO}_{1,62}$ micro-dispersé dans MgO , environ 3 g de Am à 0,7 g/cm³, sous flux de neutrons modéré par $^{11}\text{B}_4\text{C}$) sont en cours d'irradiation.

En outre, de nombreux renseignements, tirés des E&R sur les cibles inertes, sont importants pour les domaines examinés ci-dessous.

c. Mode hétérogène en combustible de transmutation sur support uranium

Avec des combustibles sur support uranium, on cherche à transmuter des actinides mineurs à concentration élevée (de l'ordre de 15 %) en périphérie du cœur des RNR : il s'agit du concept CCAM (couvertures chargées en actinides mineurs). Ce concept est attrayant au regard des performances de formation de Pu et de transmutation prévues dans un RNR-Na de puissance ; de plus il permettrait de découpler le cycle du combustible, dans le cœur, de celui des actinides mineurs. Il n'est pas indifférent que la présence d'actinides mineurs dans les couvertures réduise leur caractère potentiellement proliférant. Certes, les conséquences sur les installations du cycle sont à examiner encore plus sérieusement que dans le cas de la transmutation en mode homogène, même si la présence d'uranium autorise un retraitement classique. En ce sens, et en dépit de la concentration d'actinides mineurs, il ne s'agit pas d'une transmutation en double strate. La présence d'américium induit toutefois la présence de ^{238}Pu dans les combustibles à retraiter. Il reste à fabriquer le combustible.

Peu d'expériences renseignent sur la tenue d'un oxyde de type $\text{U}(\text{actinides mineurs})\text{O}_{2-x}$ riche en actinides mineurs, dans lequel, sous irradiation neutronique et après irradiation, se dégage beaucoup d'hélium, source d'un gonflement plus ou moins important selon la température. Les seules données proviennent d'une aiguille de l'expérience Superfact (oxyde $\text{U}_{0,6}\text{Np}_{0,2}\text{Am}_{0,2}\text{O}_{2-x}$ à 20 % massique en Am et Np) ayant atteint un taux de combustion de 4,5 at %. Cette aiguille sera réexaminée dès 2010, après recuits thermiques pour étudier le comportement de l'hélium en fonction de la température.

Pour modéliser ce comportement, un programme expérimental d'irradiations sous neutrons lents et rapides d' UO_2 fortement chargés en Am (voire en Cm) sera lancé dans Osiris et HFR (projet Curios) en 2011, avec prolongement éventuel dans Joyo en 2015. Le projet Tribor dans Bor-60 vise à tester, vers 2010, les oxydes mixtes d'UAm (10 et 40 %) avec et sans Cm, préparés suivant le concept Vipac. Ce programme CCAM est en cours de finalisation.

3. RNR SOUS-CRITIQUES (ADS)

Dans le cadre du programme européen Eurotrans, les E&R pour le combustible d'un ADS visent des composés contenant entre 15 à 27 % de Pu et entre 15 à 27% d'actinides mineurs. Leur objectif est une démonstration des capacités à fabriquer et retraiter le combustible, de son comportement en cœur et de ses performances. Les contraintes imposées par un combustible comportant autant de matières radioactive et fissile sont nombreuses, tant à la fabrication qu'après irradiation et les phénomènes liés à la fission et à la production d'hélium provoquent des dégâts importants. Les composés de référence sont les oxydes, $\text{Pu}(\text{actinides mineurs})\text{ZrO}_{2-x}$ le Cercer $\text{Pu}(\text{actinides mineurs})\text{O}_{2-x}\text{-MgO}$ (50 % volumique) et le Cermet $\text{Pu}(\text{actinides mineurs})\text{O}_{2-x}\text{-Mo}$ (50 % volumique). Les nitrures $\text{Pu}(\text{actinides mineurs})\text{ZrN}$ ou les alliages métalliques $\text{Pu}(\text{actinides mineurs})\text{Zr}$ sont respectivement étudiés au Japon, aux USA et dans le cadre européen. Le CEA a aussi des collaborations avec la Russie. La voie de référence française et européenne demeure le combustible oxyde, les nitrures constituant une solution de repli. Les performances de transmutation d'un ADS de 400 MWth, chargé avec les composites retenus pour les E&R, ont été évaluées.

Les données sur le comportement de composés proches de ceux retenus pour poursuivre les E&R (expériences Confirm et Future du 5^{ème} PCRD, Bora-Bora dans Bor-60) ont guidé les choix d'aujourd'hui. Sur Phénix, les expériences Camix et Cochix, bien qu'utilisant des neutrons modérés, et Futurix-FTA viennent en support aux E&R ; Helios et Bodex sont en cours sur HFR.

Seules, les aiguilles (40 % de PuO₂ en masse, ou PuN dans MgO ou ZrN), qui ont atteint un taux de combustion de Pu de 11 at % dans la première expérience Bora-Bora sur Bor-60, arrêtée en 2002, ont été examinées. Préparées en Russie, leur comportement global a été bon et leur microstructure est à l'étude. Bora-Bora comportait aussi des aiguilles U_{1-x}Pu_xN.

Futurix-FTA metal, Cermet et nitrure (expériences conjointes USA, UE, Japon), visent à comparer dans Phénix le comportement d'oxydes mixtes, de nitrures mixtes (tous sont des solutions solides) et d'alliages métalliques sous diverses conditions d'irradiation, notamment de température. Les oxydes (préparés par le CEA et ITU) sont très riches en Am : par exemple Pu_{0,8}Am_{0,2}O_{2-x} - 75 % vol MgO ou 86 %vol ⁹²Mo, ou Pu_{0,5}Am_{0,5}O_{2-x} - 80 % MgO ou encore Pu_{0,23}Am_{0,24}Zr_{0,53}O_{2-x} - 60 % vol ⁹²Mo. Les autres composés (Pu,Am,Zr)¹⁵N, (U,Pu,Am,Zr)¹⁵N, (U, Am, Zr) ou U,Pu,Am,Np,Zr (USA) sont moins riches en Am .

Les pastilles de Cercer, préparées avec des oxydes obtenus par co-précipitation, renferment 50 à 80 % d'Am. Celles de Cermet, fabriquées à ITU à partir d'oxydes mixtes obtenus par infiltration de résines organiques, renferment 20 à 25 % d'Am.

Des nitrures ont aussi été préparés à PSI par carbo-réduction d'oxydes sous azote (jusqu'à 30 % atomique de Pu) et à ITU par infiltration de ZrO₂ suivie de frittage à 1600 °C sous azote. Ces expériences sont en cours et s'achèveront fin 2008 ou en 2009 avec l'arrêt du réacteur.

Helios est une expérience européenne. Elle consiste à irradier dans HFR des Cercers tel que Pu_{0,8}Am_{0,2}O_{2-x} - 86 %vol ⁹²Mo, Am_{0,27}Zr_{0,67}Y_{0,11}O_{2-x} - 71 % vol Mo, Am₂Zr₂O₇ - 80 %vol MgO, où les oxydes sont macro-dispersés, et d'autres oxydes comme Am_{0,07}Zr_{0,8}Y_{0,13}O_{2-x} et Pu_{0,04}Am_{0,07}Zr_{0,76}Y_{0,13}O_{2-x}, pour étudier le relâchement de He et des PF suivant la température. Bodex est centrée sur les mécanismes de relâchement de l'hélium qui est produit par la réaction ¹⁰B (n, α)⁷Li dans divers oxydes inertes dopés en bore.

Les cibles de Camix et Cochix, mises en réacteur fin 2006 et placées dans un modérateur CaH₂, ont été préparées en collaboration à ITU. Camix contient une aiguille de Am_{0,06}Zr_{0,78}Y_{0,16}O_{2-x}. Cochix contient deux aiguilles du Cercer de Am_{0,2}Zr_{0,66}Y_{0,14}O_{2-x} dans MgO, l'oxyde étant en micro et macro-dispersion (0,7 g/cm³ de Am). Environ 20 g d'Am seront irradiés.

Toutes les expériences seront suivies d'examen post irradiation d'ici à 2012.

Annexe 14

COMPTES RENDUS DES CONGRÈS INTERNATIONAUX

1. MIGRATION 07 : 11TH INTERNATIONAL CONFERENCE ON THE CHEMISTRY AND MIGRATION BEHAVIOR OF ACTINIDES AND FISSION PRODUCTS IN THE GEOSPHERE

Ce congrès s'est tenu du 26 au 31 août 2007 à Munich (Allemagne).

Depuis 20 ans, les conférences bisannuelles « Migration » ont permis de diffuser des connaissances fondamentales sur lesquelles se fondent les dossiers de connaissances préalables à l'ouverture de stockages géologiques. C'est à ce titre que la CNE1 puis la CNE2 s'intéressent particulièrement à ces conférences.

Les résultats scientifiques présentés sont acquis au sein d'une communauté internationale qui, en 1987, à l'initiative de quelques universitaires radiochimistes, s'est progressivement structurée, aidée par la mise en place de programmes nationaux, européens et internationaux sur les stockages de déchets radioactifs à vie longue.

Les laboratoires français sont bien représentés au sein de cette communauté. Aujourd'hui, tous les organismes en charge de la gestion des déchets radioactifs et les organismes de recherche dans ce domaine sont au courant des résultats présentés à « Migration », auxquels ils participent pleinement. Ces résultats concernent essentiellement quatre domaines : chimie en solutions aqueuses et aux interfaces de solides et de solutions d'intérêt ; identification des composés secondaires formés à partir des solutions ou sur les surfaces ; phénomènes de migration ; modélisation du transport dans la géosphère (voir grille de lecture en fin de ce paragraphe). Les résultats permettent de faire progresser les méthodes expérimentales et la compréhension des phénomènes. Ainsi, tous les deux ans peut-on suivre l'état des connaissances susceptibles d'intéresser le stockage géologique, les inflexions des recherches et constater s'il y a eu des percées majeures.

Il convient de souligner que les résultats exposés à Migration sont les plus fondamentaux de tous les résultats obtenus aujourd'hui dans les recherches multidisciplinaires sur le stockage géologique. Il est nécessaire d'en disposer pour crédibiliser toute analyse de performances d'un projet de stockage.

Migration 07 a réuni 350 participants de 30 pays. Soixante communications orales et 240 communications par affiches ont été présentées.

L'examen des communications montre que l'effort de recherche majeur a été développé depuis quelques années au sujet des actinides, sous divers degrés d'oxydation (dans l'ordre U, Pu, Np, Am/Cm) ou des éléments modèles trivalents (lanthanides) et tétravalents (Zr, Th) et ceci dans les quatre domaines mentionnés. Ensuite viennent les produits de fission technétium (Tc IV et VII) et sélénium [Se(II), (IV) et (VI)]. Pour l'iode, le césium et le chlore monovalents, cet effort a surtout porté sur l'étude de leur migration par diffusion dans les milieux poreux. Les résultats de modélisation d'expériences de migration *in situ* ou à des échelles spatiales et temporelles dépassant celles du laboratoire ont concerné tous les éléments sous les degrés d'oxydation où ils sont mobiles. Les éléments de la géosphère en interaction avec les actinides et les produits de fission ont été Al, Fe, Ca, Mg.

Les méthodes, les techniques et les technologies pour l'étude des phénomènes à l'échelle macroscopique sont éprouvées. Les modélisations sont devenues classiques avec un grand nombre de bases de données et de nombreux codes maintenant disponibles. Aux échelles inférieures, les progrès méthodologiques et technologiques sont constants. L'échantillonnage micrométrique et sub-micrométrique par les méthodes spectroscopiques (rayons X polarisés ou non, optiques, infra-rouge) est devenu courant et les méthodes de spectrométrie de masse vont jusqu'à l'échelle moléculaire. L'utilisation de la microbalance à quartz permet d'atteindre des bilans de masse infinitésimaux. Enfin, les calculs théoriques quantiques sur les actinides deviennent prédictifs et complètent ceux de mécanique moléculaire. Avec l'augmentation de la qualité des données expérimentales et de leur interprétation, les scientifiques ont ainsi la possibilité d'identifier des espèces chimiques présentes en solution et sur les surfaces des minéraux, ainsi que la composition des solides à l'échelle nanoscopique.

1.1 Solutions, solides et interfaces

Dans le large domaine intéressant solutions, solides et interfaces, il y a eu 34 communications orales et 130 par affiches.

Tous les résultats de type thermodynamique, associés aux équilibres chimiques (y compris redox), enrichissent les bases de données et les codes de spéciation en milieux non complexants ou complexants (anions carbonates, silicates et phosphates, acides organiques naturels). Les complexes ternaires, très courants dans la géosphère, sont de plus en plus étudiés.

Le comportement des actinides qui est bien cerné dans les conditions de concentration, de pH et d'Eh des milieux naturels, l'est beaucoup moins en milieux de pH élevé. Un effort important a été réalisé sur les mécanismes de formation et de caractérisation des espèces (et des colloïdes) des actinides et des éléments tétravalents dans les milieux alcalins. Dans des milieux aqueux, au contact de bétons altérés, riches en calcium, les hydroxydes de ces éléments pourraient être solubles [Pu(IV) par exemple] par formation d'ions du type $\text{Ca}_x\text{M}(\text{OH})_y^{4+}$. Les colloïdes font toujours l'objet d'études et la compréhension des mécanismes de leur formation à partir d'espèces polymères et de leur agrégation progresse. De nombreux exemples ont été présentés.

Enfin, quelques résultats ont porté sur le comportement des actinides, du technétium et du sélénium, en présence de bactéries réductrices. Toutes ces études conduisent à une chimie de coordination très enrichie.

Le domaine nanoscopique, à l'interface des solides et des solutions, est celui où se joue le devenir des éléments dans la géosphère. C'est un domaine unique donnant lieu à une physicochimie moléculaire qui est de plus en plus explorée. Les couches de molécules d'eau et d'ions orientées, les sites de sorption des espèces, les plans cristallographiques des minéraux, etc, font que rien ne se passe comme en solution. Plusieurs communications ont montré la complexité, mesurée ou calculée, du comportement des éléments, en présence ou non de complexants minéraux, organiques ou biologiques. C'est aussi dans une zone proche de la surface des solides qu'a lieu la précipitation de nombreuses phases secondaires à partir des espèces solubles et des colloïdes. Celles-ci sont rarement des phases pures, mais plutôt des solutions solides formées par coprécipitation entre actinides, produits de fission, autres éléments et les anions des complexants en solutions (y compris H_2O_2). Le comportement thermodynamique des éléments traces en solution solide est alors différent de celui de phases pures. Il est également de plus en plus étudié. Lorsque de tels systèmes sont décrits et modélisés, on est proche d'une description de ce qui se passe dans la nature. Ce domaine de recherches intéresse la solubilité des phases secondaires néoformées au contact ou dans l'environnement de verres ou de combustibles usés.

L'étude de l'influence des processus radiolytiques sur l'ensemble des phénomènes est un sujet récurrent de « Migration ». C'est surtout la dissolution des oxydes qui est étudiée car c'est là que l'on attend d'éventuels effets à long terme en stockage géologique. Les systèmes étudiés ont été du type oxyde-métal-argile-solution. L'influence de l'hydrogène produit par corrosion des matériaux métalliques, a fait l'objet d'une attention particulière. L'hydrogène, dans certaines conditions, inhiberait l'action des produits de radiolyse.

1.2 Migration des éléments

Treize communications orales et 75 par affiches ont concerné la migration des éléments. Celle-ci est conditionnée par l'ensemble des phénomènes étudiés de façon séparée, soit en solution, soit à l'interface solide-solution. Il y a eu de multiples études sur de très nombreux systèmes plus ou moins représentatifs de systèmes naturels.

Elles ont porté essentiellement sur la diffusion de l'eau, de l'iode et du césium. Les mécanismes les mieux connus concernent en premier la bentonite, puis les ciments, puis les argiles. Il en est de même des valeurs des paramètres de la modélisation (coefficient de diffusion, porosité apparente et coefficient de rétention). Dans beaucoup de présentations concernant des expériences de laboratoire ou *in situ* (avec du combustible usé ou des verres nucléaires) ainsi que des analogues naturels (Oklo, gisements d'uranium) ou anthropogéniques (sites nucléaires contaminés), on retrouve le rôle des colloïdes et de la matière vivante.

1.3 Modélisation du transport des éléments

Quatre communications orales et 17 par affiches ont concerné la modélisation du transport des éléments, couplant chimie et phénomènes hydrodynamiques. Il s'agit là d'exercices de simulation prédictive permettant de reproduire à une échelle spatiale et temporelle plus ou moins importante la migration des éléments. L'intérêt pratique de telles études pour les stockages géologiques est évident.

Une session spéciale a été organisée sur la matière organique et la modélisation de ses propriétés et interactions avec les éléments métalliques (5 communications orales et 10 par affiches). Elle a intéressé une communauté scientifique non nucléaire mais ayant des préoccupations communes avec celle de « Migration ».

Enfin une session spéciale a été consacrée aux programmes de recherche internationaux (10 communications au total). Les résultats du programme FUNMIG (*Fundamental processes of radionuclide migration, 2005-2008, www.funmig.com*) du 6^{ème} PCRD ont été au centre des présentations. Ce programme concerne les interactions des radionucléides avec les roches « hôtes » des stockages étudiés en Europe. Il implique 51 organisations de 15 pays membres de l'UE.

Les articles traitant des résultats présentés à « Migration 07 » seront publiés dans deux revues à comité de lecture, « *Radiochimica Acta* » et « *Physics and Chemistry of Earth* ».

En conclusion, les conférences « Migration » permettent une bonne diffusion des recherches fondamentales concernant le comportement chimique des éléments d'intérêt pour les stockages géologiques, dans des conditions aussi proches que possible des milieux naturels.

Depuis 20 ans, les progrès dans les connaissances ont été considérables. Les résultats obtenus sont et doivent continuer à être adaptés aux objectifs finaux de confinement des éléments que visent les stockages.

La prochaine conférence sera organisée par l'Université de l'Etat de Washington probablement près de Hanford.

1.4.1 Grille de lecture des communications de « Migration »

Méthodes expérimentales et théoriques - Simulations.			
Rayonnements Effets radiolytiques	Solutions (naturelles, artificielles)	Espèces solubles (inorganiques, organiques, biologiques) Colloïdes-Agrégation de colloïdes	Expériences de laboratoire
	Interfaces	Effets de surface : chimiques et électriques Phases secondaires pures Phases secondaires co-précipitées Incorporation en sub-surface	Expériences <i>in situ</i> Analogues naturels
	Solides (naturels, artificiels)	Caractérisation des minéraux Structures Diffusion de l'eau et des éléments	

2. GLOBAL 2007

Ce congrès s'est tenu du 10 au 13 septembre 2007 à Boise, Idaho (USA).

Depuis 1993, les conférences bisannuelles «Global» ont pour objectif de faire un point mondial sur les programmes nucléaires à court et à long termes et sur les développements techniques des réacteurs et du cycle du combustible nucléaire. Les principales orientations de ces programmes, nationaux et internationaux, sont connues (OCDE, AIEA). La CNE suit ces conférences car elles font apparaître les tendances du nucléaire civil vues par les industriels, notamment en séparation-transmutation, et l'ampleur des efforts pour développer cette stratégie de long terme. Elles permettent aussi de déceler les inflexions des stratégies nucléaires nationales à court terme. Les nombreuses présentations se font lors de conférences générales, de forums et de sessions techniques tenues en parallèle ainsi que par des exposants, également sponsors.

Le thème de la conférence 2007 était « *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems* » ou « cycles du combustible et systèmes nucléaires avancés ». Tous les pays nucléaires étaient plus ou moins représentés, voire invités à prendre la parole. La Chine était absente et la délégation russe était assez faible. Il y avait environ 500 participants. La liste des sponsors est donnée en fin de ce paragraphe. Le nombre d'exposants était faible (une douzaine) et leurs stands maigrement fréquentés. Il y a eu 3 conférences plénières et plus de 270 présentations techniques dans 51 sessions dont le détail est donné ci-dessous.

Global 2007 se tenait sous le patronage de l'initiative américaine « *Global Nuclear Energy Partnership - GNEP* », ce qui donnait le ton de la conférence. Il est intéressant de relier sa localisation à Boise au transfert d'une partie des laboratoires d'Argonne (ANL) vers ceux d'Idaho Falls (INL) dans un souci de recentrage des activités américaines de R&D sur le nucléaire du futur. INL deviendrait le leader dans ce domaine, notamment en retraitement par pyrochimie (voir la présentation du laboratoire d'Idaho en fin de paragraphe). Pour autant, de nombreux laboratoires américains du DOE et des universités travailleront dans le cadre de GNEP et du forum Gen-IV.

2.1 Thèmes abordés

Global 2007 a comporté deux séances plénières en matinée sur « Cycle du combustible nucléaire : opportunités et défis » et sur « Rapports nationaux ». En supplément, le dîner du mercredi était accompagné d'un exposé « *High Temperature Gas Reactors Operational Options and Fuels Cycle Flexibility* ». Les titres des forums tenus en parallèle, étaient : 1) Fondements de la résistance à la prolifération et à la protection physique : méthodologie, applications à une installation de pyro-retraitement, autres méthodologies et applications, 2) Développements de la politique publique de l'énergie nucléaire, 3) Histoire et fonctionnement de EBR-II, 4) GNEP : Managers et Réacteurs pour un déploiement international. C'est surtout dans les séances techniques (allant jusqu'à 11 par demi-journée) qu'ont été traités les aspects de R&D. Les thèmes abordés peuvent être regroupés en 11 rubriques :

- 1) *Concepts avancés de cycles intégrés du combustible : aspects technologiques, analyses de systèmes et implications stratégiques, aspects réacteurs ;*
- 2) *Retraitement avancé du combustible usé : opérations de recyclage, modélisation du combustible et contrôle des matériaux, extraction des actinides, pyrochimie, nouveaux extractants et diluants, technologie des séparations avancées, extractions uniques et processus, fin de cycle, optimisation de la chimie des solutions ;*
- 3) *Combustibles avancés et matériaux : analyse de performances, modélisation, combustibles oxyde et autres matériaux, propriétés des matériaux et des combustibles, programmes internationaux ;*
- 4) *Technologie de la gestion avancée des déchets : retraitement des déchets, développements, retraitement fondé sur les sels fondus, stratégies de retraitement et de séparation d'un retraitement aqueux ;*
- 5) *Nouveaux concepts de stockage et d'entreposage des déchets : analyses et optimisation, évaluation et analyses de matériaux, évaluation des performances ;*
- 6) *Réacteurs avancés : réacteurs refroidis au sodium, réacteurs avancés refroidis à l'eau, réacteurs refroidis au plomb, réacteurs à haute température ;*

- 7) *Séparation et transmutation : séparation aqueuse, stratégies, transmutation en réacteur, transmutation pilotée par accélérateur, développement de procédés de séparation ;*
- 8) *Production nucléaire d'hydrogène ;*
- 9) *Technologie de la non-prolifération nucléaire : technologie, modélisation, programmes internationaux ;*
- 10) *Expansion et durabilité de l'utilisation de l'énergie nucléaire ;*
- 11) *Coopération internationale dans le domaine de l'énergie nucléaire.*

Les paragraphes qui suivent doivent permettre de tirer quelques enseignements de Global 2007 sans trop entrer dans les détails techniques. On n'y aborde pas ce qui a trait au nucléaire à neutrons thermiques (Rep et RHT), au stockage des déchets de haute activité à vie longue (HAVL), à la production d'hydrogène, ni aux domaines liés aux aspects sociologiques du nucléaire. Les informations données à Global sur ces sujets montrent que les programmes en cours (améliorations des performances des composants, des dispositifs de sécurité, du dialogue social, etc.) se poursuivent dans tous les pays qui vont utiliser les réacteurs de seconde ou troisième génération. On insiste surtout sur les domaines techniques liés au nucléaire du futur avec fermeture des cycles selon les critères de Gen-IV.

2.2 Global 2007 : le nucléaire mondial vu à travers GNEP, Gen-III et Gen-IV

Tous les exposés ont, directement ou non, fait référence à GNEP. Ce programme a été annoncé en 2006 par les USA (DOE), d'une part pour relancer le nucléaire aux USA et dans le monde, sur la base d'un cycle fermé non proliférant associé à des réacteurs de 3^{ème} et 4^{ème} générations, d'autre part pour reprendre le leadership mondial d'un nucléaire durable. Le plan stratégique des USA a été publié en 2007 : il fait état d'un centre de retraitement classique du combustible usé actuel (CFTC), d'un réacteur « transmuteur » avancé à neutrons rapides (ABR), tous deux impliquant la participation de l'industrie. Il est également annoncé un centre d'études du cycle avancé du combustible (AFCE) confié à un laboratoire national (voir ci-dessous). Beaucoup de pays nucléaires ont, en peu de temps, rallié les vues de GNEP et signé des accords de collaboration avec les Etats-Unis. Tout cela a été répété et commenté à Global.

L'idée essentielle est d'anticiper un usage mondial accru de l'énergie nucléaire, sans augmentation collatérale de la prolifération. Le monde serait alors partagé entre « pays du cycle » (initialement Chine, France, Japon, Russie et USA, éventuellement Inde et Corée) qui fourniraient des réacteurs et loueraient leur combustible, et « pays utilisateurs » qui renverraient leur combustible usé aux premiers, après avoir signé des accords de non-enrichissement et de non-retraitement. Les « pays du cycle » retraiteraient le combustible usé des « pays utilisateurs » et brûleraient leurs transuraniens (plutonium et actinides mineurs) dans leurs propres réacteurs à neutrons rapides. Pour l'instant, il n'y a pas d'accord sur ce que les « pays du cycle » feront des déchets nucléaires à vie courte, puisqu'en théorie il n'y aura plus de déchets HAVL. Les difficultés sont d'ordres juridique, politique et environnemental. Une idée avancée est celle d'un « *stockage international* », l'idée d'un stockage national étant considérée par certains comme non réaliste. On envisage aussi une « *politique de divisions des retours* ». Toutes les dispositions des accords de GNEP seront sous surveillance de l'AIEA.

C'est en 2008 que les USA préciseront leur rôle vis-à-vis de GNEP. Les USA remarquent qu'il leur faut remettre sur pied deux technologies : le retraitement et le fonctionnement des RNR. Cela ne peut se faire sans engagement de l'industrie américaine ; ce point paraît poser problème si

l'on en juge par le nombre de fois où il en est fait mention. Les projets américains liés à GNEP pourraient aussi être en danger si une gestion acceptable américaine du stockage des déchets n'était pas trouvée (Yucca Mountain). Sur le plan technique, les autres pays nucléaires ont chacun leurs particularités et sont plus ou moins avancés par rapport aux USA (par exemple en retraitement), mais tous les discours de Global 2007 visaient à promouvoir la relance du nucléaire et à conforter l'idée que, face à un besoin global en énergie électrique d'origine nucléaire, unanimement reconnu, il faut une solution globale. Cette solution passe par GNEP et nécessite des collaborations internationales (le forum Gen-IV apparaissant plus ou moins comme le bras technique de GNEP ayant lui même des implications essentiellement politiques).

2.3 Particularités des programmes nucléaires du futur de quelques pays

Les programmes nationaux de développement du nucléaire civil sont bien connus. Certains points forts ont été réaffirmés.

La France a rappelé quelques dates de réalisations concrètes : mises en service d'un EPR en Finlande en 2011 et à Flamanville en 2012 ; mises en service du RJH (pour des tests d'irradiation de matériaux) en 2014 et du prototype RNR refroidi au sodium en 2020 avec installations du cycle associées ; développement des RNR après 2040. Sa stratégie de R&D, définie en 2006 par le Comité à l'énergie atomique, n'écarte pas le développement de réacteurs rapides refroidis au gaz. Le renouvellement du parc nucléaire s'étend sur le siècle. Un retraitement de type Coex pourrait être industrialisé vers 2020. La France participe à l'élaboration de documents pour GNEP. Elle contribue aux opérations du 7^{ème} PCRD, notamment avec le lancement en septembre 2007 de la plateforme SNE-TP. La France, dont Areva, a attiré l'attention sur la nécessité de disposer de ressources croissantes en matière fissile.

77

Au Japon, la stratégie de développement du nucléaire, intégrant cycle du combustible et réacteurs, est également définie sur le siècle. Le fonctionnement de Monju est revu selon un calendrier 2006-2012. Il est prévu de recycler 1 000 t/an de combustible usé, provenant de 55 réacteurs thermiques, dans l'usine de Rokkasho-Mura ; l'objectif est d'alimenter avec du Mox des réacteurs thermiques, puis de passer au recyclage de U/Pu/AM dans des RNR. Pour cela, une seconde usine de retraitement du combustible Mox usé, par voie hydrochimique (procédé Coex), ou électrométallurgique est envisagée. Des stratégies innovantes, pouvant s'intégrer à GNEP, sont recherchées. Le Japon envisage un ou deux sites de stockage, mais aucune offre n'existe encore pour un premier site. Parmi les problèmes à résoudre, le Japon cite « *le fonctionnement des réacteurs face au risque sismique et la gestion de la matière fissile* ». Le programme japonais sera évalué en 2010 par le gouvernement.

Au Royaume-Uni, l'analyse de la politique énergétique a conduit à un ensemble de propositions en juillet 2006 concernant le stockage géologique, l'entreposage robuste, et les programmes de R&D. Une large consultation du public (« Managing Radwaste Safety Consultation ») s'est achevée en novembre 2007. Le Premier Ministre a remis l'énergie nucléaire en première ligne et demande des plans de développement à 40 ans ou plus. Le discours à Global a été essentiellement un discours d'économie et d'organisation industrielles décrivant les changements survenus dans l'industrie nucléaire anglaise et le morcellement de BNFL. Le secteur privé sera chargé de construire, de faire fonctionner et de déclasser les installations ; on ne parle pas de retraitement. Le déclin des compétences, avec 7 000 personnes en R&D en 1990, puis environ 1 000 en 2004, a imposé la création à partir du « British Technology Centre », d'un nouveau « Nuclear National Lab » qui sera financé par ses clients et devra lui-même financer la R&D, accroître ses liens avec les universités et s'investir dans les programmes internationaux.

En Corée, le développement des systèmes d'énergie nucléaire durable vise d'abord à assurer la sécurité des approvisionnements énergétiques et la sûreté du nucléaire. Le nucléaire et le charbon vont croître. Un plan de 5 ans de R&D est mis en place. Parmi les projets majeurs, on note l'utilisation accrue des réacteurs Candu et le développement de la technologie des cœurs de réacteurs rapides. Le plan pour développer Kalimer 600 est le suivant : choix des options techniques en 2015, prototype en 2030, exemplaire commercial en 2040. En parallèle, une technologie de retraitement par pyrochimie est développée qui sera mise en œuvre en 2016. Le projet de stockage de déchets HAVL devrait aboutir en 2040. Les systèmes d'énergie nucléaire du 21^{ème} siècle en Corée s'inscrivent dans la vision du forum Gen-IV.

Le Canada développe le système Candu. Deux réacteurs ont été construits en Roumanie et connectés au réseau en août 2007 ; un contrat est signé pour un troisième. Deux autres réacteurs sont prévus en Alberta. Le Canada travaille à étendre la vie des réacteurs. Les prochains réacteurs Candu pourraient brûler du Mox et des transuraniens. Le Canada étudie aussi un cycle basé sur le thorium pour Candu-6, ACR (1150 MWe en 2016) et le SCWR de Gen-IV. Il prévoit en 2025 un réacteur avancé de 3^{ème} génération et en 2045 un Candu-SCWR de 4^{ème} génération.

La République Sud-Africaine, où la demande en énergie électrique dépassera les capacités de production en 2008, souhaite atteindre 30 % de nucléaire vers 2030, via des Rep et aussi 24 RHT-PBMR. Le PBMR est un projet national où le recyclage du plutonium est envisagé. Le pays dispose de 7 % des ressources mondiales d'uranium. La Niasa (National Industry Association of South Africa) a été récemment lancée ; une stratégie de développement est annoncée, qui va de la mine au stockage.

L'Australie, qui ne produit pas d'énergie nucléaire, détient 30% de l'uranium mondial. Sa capacité de production électrique est insuffisante en regard des besoins. Des changements d'opinion apparaissent favorables au nucléaire.

L'Inde avec un milliard d'habitants, est déjà un pays nucléaire qui dispose d'une technologie avancée, d'une industrie en plein développement et de l'essentiel des ressources mondiales en thorium. Son programme de développement de l'énergie nucléaire est ambitieux. Le RNR de 500 MWe en train d'être construit devrait démarrer en 2010, date à laquelle beaucoup de pays choisiront leurs options en la matière. L'Inde s'intéresse vivement au cycle du thorium.

2.4 Domaines techniques avec fermeture des cycles selon les critères de Gen-IV

a. Séparations chimiques

Le retraitement du combustible usé est intégré dans GNEP et dans les concepts de systèmes nucléaires de 4^{ème} génération.

Le procédé Purex évolue vers la co-extraction de l'uranium et du plutonium ; il est optimisé pour traiter du combustible UOX à fort taux de combustion et du Mox. Par exemple, l'usine de retraitement de Rokkasho-Mura (dont les essais préalables à la mise en service commerciale se poursuivent de façon nominale) est configurée pour de telles opérations.

Plusieurs procédés sont développés pour aller vers des séparations poussées ou groupées nécessaires aux recyclages envisagés dans le forum Gen-IV. Les échelles de démonstration vont du laboratoire chaud à des pré-pilotes (quelques kg à quelques centaines de kg de

combustible usé). Certains procédés ont fait l'objet de communications lors du congrès Global 2007. La plupart des pays travaillent de front sur des procédés pyrochimiques et hydrochimiques, les priorités pouvant différer. Seule, la Corée a choisi un retraitement par voie sèche (Dupic) lié à l'utilisation de réacteurs Candu.

Les USA (INL/ANL) et la Russie (Riar) sont certainement les plus avancés dans le domaine des procédés pyrochimiques pré-industriels. Le Japon, la France, les USA ont franchi quelques étapes difficiles dans les procédés par voie aqueuse.

Une troisième voie de séparation semble avoir fait des progrès au Japon et en Russie ; cette voie utilise des fluides supercritiques (CO₂ et NO₂) qui rendent les procédés plus compacts. L'utilisation de NO₂-SC permet de travailler à la pression ambiante en faisant varier uniquement la température. Les aspects technologiques et d'instrumentations (mesures in-situ, opérations télécommandées, extracteurs centrifuges et électrolyseurs, tenue des matériaux) sont présents dans toutes les communications. À côté de cette R&D, des recherches de type fondamental, au niveau du laboratoire, permettent de tester des molécules extractives ou d'approfondir les données en sels fondus.

b. Nouveaux combustibles avancés

La plupart des pays recherchent des matériaux pour combustible qui permettent un recyclage homogène des transuraniens dans les RNR-Na. Il semble acquis maintenant que ces combustibles seraient préparés en continuité de la production des éléments issus des procédés de retraitement pyrochimique ou hydrochimique.

Par contre, peu d'études sur les matériaux des cibles/combustibles pour un recyclage en mode hétérogène (RNR ou ADS) ont été présentées.

Les combustibles étudiés sont de type métallique (USA, Inde, Corée, Japon) ou de type oxyde (France, Russie, Japon), voire carbure ou nitrure. Comme pour les procédés de retraitement, les priorités des pays diffèrent. Les études de caractérisation sont classiques s'appuyant sur l'analyse microscopique des matériaux. Les tests d'irradiation étant tributaires des réacteurs à neutrons rapides, beaucoup d'études sont des collaborations. Quelques échantillons, parmi ceux qui ont été irradiés en réacteur, ont été complètement examinés (France, Russie).

Une place importante a été donnée au combustible oxyde Triso pour le RHT refroidi à l'hélium, dont deux prototypes sont attendus pour 2015 (Ras, Japon). Un point clé est l'enrobage des particules ; la couche SiC pourrait être remplacée par ZrC. Un autre point clé est le contrôle de la fabrication des innombrables particules constituant le combustible. La R&D est en partie transférable aux RNR-He (combustible refroidi par gaz comme dans le RHT). Il en est de même du retour d'expériences de l'examen du Mox usé des RNR (Russie BN-600).

2.5 PROGRAMMES D'INTÉGRATION RETRAITEMENT-COMBUSTIBLE

Quelques grands programmes d'intégration de retraitement et de fabrication de combustible avancé, voire d'irradiation dans des réacteurs, ont été décrits ainsi que les développements techniques associés. Par exemple, outre les projets en cours et bien consolidés :

- Le projet GNEP USA (DOE), comprenant un centre de retraitement du combustible usé (CFTC) capable de produire un combustible de transmutation et un réacteur de transmutation

(ABR) consommant ce combustible. L'un et l'autre devront être soutenus par l'industrie. Un programme de R&D prévoit la démonstration technique en cellules chaudes du retraitement aqueux ou pyrochimique du combustible usé des Rep et RNR, ainsi que la fabrication du combustible de transmutation en RNR. Il s'agit de démontrer la fermeture du cycle avec une technologie non proliférante allant jusqu'à la gestion des déchets ;

- L'ambition (technique, commerciale, politique) est d'établir un nouveau standard mondial pour un cycle du combustible futur. Les procédés utilisés en voie aqueuse seront Urex+ et Coex en collaboration avec Areva. Les transuraniens seraient incorporés dans le combustible du réacteur dédié. Les USA veulent aussi extraire du combustible usé des fractions significatives de Cs, Sr, pour les laisser décroître, ainsi que le Tc pour l'insolubiliser. Cela accroîtrait la capacité du site de Yucca Mountain ;
- Pour le combustible métallique usé des RNR, les procédés pyrochimiques seront développés à INL. Six laboratoires seront impliqués dans le programme de R&D : ANL, INL, Hanford, LANL, ORNL et Savannah River, ainsi que des universités. Une installation pilote pour Urex+ pourrait voir le jour en 2014 ;
- Le projet de retraitement « FaCT » de Tokai-Mura (JAEA), lancé en 2006 pour tester les procédés Next, ainsi que l'utilisation de la chromatographie et des fluides supercritiques. Le « Tokai Reprocessing Plant » (TRP) a retraité environ 1 140 t de combustible usé depuis 1977, y compris 29 t de Mox. Le procédé Purex y a été adapté à la co-extraction de U et Pu.

Dans l'atelier « *Plutonium Fuel fabrication Facility* », en opération depuis 1998, 170 t de Mox ont été produits. La co-conversion de U et Pu en Mox est obtenue par chauffage micro-onde, avec par exemple 2 % de Np et d'Am. Ce projet de retraitement s'inscrit dans un projet plus vaste de développement de la technologie RNR au Japon : « *Fast Reactor Cycle Technology Development* », dont l'étude de faisabilité a eu lieu de 1999 à 2005. Son plan de développement va jusqu'en 2015. Le combustible considéré est du Mox ; le retraitement avancé est par voie aqueuse ; le Mox de recyclage en RNR permettrait de prendre en compte une faible quantité de PF, de Np (2,4 %), et même d'Am à 20 % dont la conductivité thermique serait améliorée par dispersion d'un métal de grande conductivité.

a. Réacteurs RNR et RNR transmutateurs

Les RNR-Na sont les plus étudiés. Le choix japonais porte sur un réacteur à boucle, dont le combustible oxyde Mox en galets serait retraité par voie aqueuse. Les choix de technologies innovantes pour ce réacteur se feront en 2010 pour disposer d'un réacteur de démonstration en 2025, avant un déploiement industriel en 2050.

La Corée étudie un réacteur surgénérateur de 600 MWe de type piscine (Kalmer 600). La France envisage une boucle intermédiaire, et étudie l'interaction Na-CO₂ supercritique, car le cycle de Brayton avec CO₂-SC a une efficacité thermodynamique élevée et peut être mis en œuvre de façon compacte. Aux USA, ANL propose des échangeurs de chaleur en circuit imprimé et PNNL travaille sur l'instrumentation (monitoring, utilisation d'ultra-sons pour l'inspection). L'industrie japonaise étudie un réacteur de 3 000 MWth sans couverture axiale supérieure, à combustible U-Pu-Zr et avec un cœur à 3 % de Np. Enfin, d'autres caloporteurs que le sodium sont étudiés. JRC envisage le Pb et le Na ; le Pb présenterait des avantages au plan de la sûreté. EDF étudie le refroidissement avec des liquides innovants comme le Pb, le Pb-Mg et le Pb-Li7, intéressants pour la sûreté.

ORNL (USA) a analysé les avantages et inconvénients des cycles au thorium. Des évaluations du thorium ont aussi été présentées par Areva et par l'université de Kyoto. De tels réacteurs sont d'emblée « classés » de 4^{ème} génération. La France (CNRS) et la Corée ont présenté des réacteurs à sels fondus. Le LBL étudie le comportement de galets de combustible dans une boucle de sels liquides (Li₂BeF₄) pour un « Advanced High Temperature Reactor ». La production d'énergie est meilleure qu'avec un caloporteur gaz. Les aspects de sûreté (transparence, transfert de chaleur en conditions accidentelles) ont été décrits par ORNL.

Toutefois, les préoccupations des industriels vont, dans l'immédiat, vers des projets de R&D en relation avec le marché, soit des réacteurs HTR et de faible puissance. Les HTR ont été présentés par Areva-US comme une solution possible. Des projets de couplage avec une centrale à gaz sont étudiés à ORNL. Le déploiement international de petits réacteurs est considéré. Criepi et Livermore cherchent des opportunités commerciales pour de tels réacteurs (« Super Safe Small and Simple » ou « Encapsulated Nuclear Heat Source »). Des études sont en cours pour différentes localisations, avec des plans de déploiement au Mexique, en Tunisie, en Alaska ou à Hawaï. IPPE (Russie) propose des petits réacteurs (100 MWe), rapides modulaires, à combustible adaptable, avec des propriétés intéressantes de sûreté passive. Le réacteur serait fabriqué en usine. Dans le contexte GNEP, avec un aspect commercial affiché, l'université du Texas considère 3 réacteurs : AP600, un réacteur-batterie de chez Toshiba (50 MWe RNR-Na, one-through) et un RNR dédié (300 MWe brûleur de déchets). Les trois réacteurs peuvent être livrés à des pays en voie de développement. L'université d'Illinois a comparé les évolutions du Japon, de la Corée et de l'ASEAN (association des nations du sud-est asiatique), du point de vue économique et des possibilités de marché.

b. Scénarios d'utilisation du combustible usé

On aborde ici l'utilisation des ressources en matière fissile du combustible usé. La transition entre les réacteurs à neutrons thermiques et les RNR est étudiée dans plusieurs pays.

L'OCDE-AEN a présenté une étude de 2007 sur la gestion des matières fissiles et fertiles recyclables, compte tenu d'un inventaire mondial annuel de 10 000 t de combustible usé. Leur recyclage représente l'approvisionnement annuel de 4 000 réacteurs, soit 10 ans d'utilisation actuelle ou une augmentation possible de 10 % des ressources. De plus, dans le combustible usé entreposé, il y a environ 1 700 t de plutonium et 190 000 t d'uranium, soit de quoi alimenter le parc actuel pendant une dizaine d'années. Le retraitement du combustible usé des réacteurs actuels, suivi du recyclage de U et Pu, pourrait réduire la consommation d'uranium frais de 50 %. Dans les réacteurs RNR, la quantité d'énergie récupérée dépend de façon très sensible du type de réacteurs, du cycle du combustible et de la date de déploiement. D'autres études ont été présentées sur l'utilisation de l'uranium appauvri, qui prédisent un déclin du prix de l'uranium.

Dans le cadre du nucléaire durable, on peut montrer que certains produits de fission présentent un intérêt économique. Pour Toshiba, l'uranium et le plutonium devraient être recyclés et les produits de fission tels que Mo, Ru, Rh, (Pd), Ag, In, Sb, Nd et Dy devraient être récupérés ; ¹²⁹I, ¹³⁵Cs, ⁹³Zr, ⁹⁹Tc et ¹²⁶Sn devraient être transmutés en RNR, bien que cela suppose des séparations isotopiques. Tout cela réduirait le confinement géologique à 1 000 ans. Du point de vue de la transmutation, un combustible métallique serait à privilégier.

Les scénarios de séparation-transmutation supposent les difficultés techniques résolues et les données nucléaires bien connues. Quelques études ont été présentées. L'une fait une synthèse des différentes voies possibles et conclut à la nécessité d'utiliser des RNR ; elle donne des proportions optimales d'actinides mineurs dans le combustible. Une autre étude considère le cas de l'Europe dans une situation géopolitique donnée, avec des installations partagées entre pays, et conclut à la sensibilité des scénarios vis-à-vis des caractéristiques des réacteurs et du cycle. En Angleterre, depuis 2005, la « Nuclear Decommissioning Authority » (NDA) est devenue propriétaire de tout ce qui est nucléaire, dont les stocks de plutonium (100 t à la fin du retraitement) ; Nexia évalue la faisabilité technique d'un certain nombre d'options de gestion de ce plutonium par recyclage avec des réacteurs de 3^{ème} génération (AP1000 et EPR), soit avec du Mox, soit avec un combustible à matrice inerte.

Dans le cadre de ces scénarios, l'acquisition de données nucléaires vise à réduire les incertitudes sur les capacités de transmutation des actinides mineurs (cas de ²⁴⁴Cm). Au Canada, AEC étudie le taux de transmutation des actinides dans les réacteurs Candu, en partant soit de Mox, soit d'un combustible à matrice inerte. L'université du Texas propose un combustible VHTR avec des transuraniens permettant une durée de fonctionnement prolongée (opération autonome avec un seul chargement pour en faire des batteries vendues au monde entier). ANL étudie un RNR « transmuteur » de 1 000 MWth, à combustible métal UPuAMZr ; le laboratoire établit des relations entre taille du cœur, longueur du cycle, chute de réactivité, taux de transmutation. INL propose un cœur de RNR-Na qui favorise la capture des neutrons par ²³⁷Np et ²⁴¹Am dans une cible modérée dans une couverture axiale, car ces radionucléides donnent ²³⁸Pu et ²⁴²Pu. ORNL reprend la comparaison de l'utilisation des réacteurs thermiques/rapides et montre qu'en recyclant les actinides, quelle que soit la méthode utilisée, on économise de la place à Yucca Mountain (économie estimée à 500 M\$ par an).

82

Le CEA envisage de transmuter des actinides mineurs dans des couvertures radiales d'uranium appauvri : le combustible oxyde serait enrichi à 10-40 % en actinides mineurs et le taux de transmutation atteindrait 40 % pour une vie totale du combustible d'environ 11 ans, quel que soit le taux de l'enrichissement. L'équilibre des actinides mineurs dans un parc pourrait être obtenu avec 23 % des RNR utilisant des couvertures chargées à 40 %. Le JRC compare les capacités de transmutation de RNR-Pb et de RNR-Na en mode homogène. Du point de vue de la sûreté, l'avantage paraît être au RNR-Na. A Tokyo, on compare les inventaires au déchargement des réacteurs à eau, des RNR-Na et de la stratégie one-through dite CANDU, dans laquelle la distribution neutronique, les densités de noyaux et les distributions de densité d'énergie restent constantes, mais varient dans la direction axiale. Enfin, à Delft (Pays-Bas), dans le cadre du 6^{ème} PCRD, on a étudié le multirecyclage des actinides mineurs dans un RNR-He. Le cœur étudié est isogénérateur et peut transmuter des actinides mineurs. Dans le combustible standard (84 % de U et 16 % de Pu), on peut remplacer un peu d'uranium par des actinides mineurs. Cette addition qui réduit la variation de réactivité, autorise un temps d'irradiation plus long ; les paramètres de sûreté restent acceptables. Enfin, cela augmente la surgénération, d'où la possibilité d'un cycle fermé.

JAEA et Crieipi ont évalué l'impact de la séparation-transmutation sur l'emprise au sol du stockage, pour 3 combustibles (UOX/Rep ou Reb, Mox/Rep ou Reb et Mox/RNR), 4 types de séparation (Purex, recyclage des actinides mineurs, séparation des produits de fission, recyclage des actinides mineurs avec séparation des produits de fission) et 2 temps de refroidissement (5 et 20 ans). Le recyclage des actinides mineurs conduit à une stabilisation de la surface occupée. INL a montré que les méthodes de séparation et de retraitement ont un effet faible sur les caractéristiques du combustible utilisé, dans les cas de combustibles métal ou oxyde, mais que la stratégie de retraitement a un effet important sur la chaleur émise,

l'émission gamma ou neutronique. Les équipes slovaques ont comparé la transmutation du plutonium en cycle thorium dans les PWR et les VVER. L'avantage est une baisse de la radiotoxicité potentielle après 300 ans.

Une seule session a été consacrée à la transmutation en ADS. L'essentiel des contributions vient d'Eurotrans (Megapie). On propose d'utiliser un accélérateur d'électrons (North Carolina State Univ.) et un combustible nitrure chargé d'actinides mineurs (Japon) suivi d'un retraitement par pyrochimie.

2.6 Conclusion : l'apport de Global à la communauté nucléaire

Les informations communiquées à Global 2007 ont été nombreuses et ont confirmé que le recyclage des matières fissiles du combustible utilisé, voire la stratégie séparation-transmutation, sont maintenant envisagés par l'ensemble des pays nucléaires, dans les conditions exprimées par GNEP et définies au sein du forum Gen-IV. Pour les USA, il s'agit d'un changement radical puisque cela entraînera le retraitement du combustible utilisé. La R&D des pays déjà engagés dans le retraitement est ainsi réorientée ; elle se met en place ailleurs. En particulier, l'accent mis sur la « non prolifération » implique que le plutonium ne doit jamais être isolé. Pour ce qui concerne les réacteurs à neutrons rapides, la R&D porte essentiellement sur le RNR-Na. A « Global » on a peu parlé des ADS. En revanche l'utilisation du thorium a été examinée. L'idée de centres de stockage régionaux et même internationaux pour déchets du futur a été évoquée.

A court terme et du point de vue commercial, à côté des réacteurs de 3^{ème} génération, le RHT et les petits réacteurs ont fait l'objet de nombreuses communications.

Il est apparu clairement le souci du DOE d'obtenir le soutien de l'industrie américaine pour développer les opérations du cycle et la R&D sur les RNR. Le problème de Yucca Mountain est toujours pesant et motive fortement le changement de position des USA au regard du retraitement, au point qu'il est envisagé de séparer les produits de fission thermiques pour les mettre sur des sites de décroissance de surface.

Global 2009 aura lieu à Paris.

2.7 Compléments sur Global 2007

a. Liste des sponsors de Global 2007

Idaho National Laboratory, Washington Group International (lié à AREVA et Mitsubishi), Oak Ridge National Laboratory, Argonne National Laboratory, Lawrence Livermore National Laboratory, Areva, Netzsch, General Atomics, Los Alamos National Laboratory, The Gallatin Group. Les sponsors techniques étaient American Nuclear Society, Canadian Nuclear Society, Atomic Energy Society of Japan, Korean Nuclear Society, Idaho-American Nuclear Society Section.

b. Idaho National Laboratory (INL)

Le site d'INL s'étend sur plus de 2 000 km² et se trouve à une centaine de kilomètres d'Idaho Falls. Il est constitué de plusieurs îlots » technologiques. La visite organisée par « Global » concernait trois d'entre eux : EBR-1, « Materials and Fuels Complex », et « Reactor Technology Complex ».

Le site comporte 52 réacteurs, presque tous arrêtés, quelques-uns n'ayant jamais divergé. Dès les années cinquante, ces réacteurs ont permis d'explorer de nombreuses voies de mise en œuvre de l'énergie de fission et de tester les matériaux du nucléaire. EBR-1, site historique national, était un réacteur à neutrons rapides refroidi à l'eutectique NaK. Le réacteur a divergé fin 1951 et a produit la première électricité nucléaire ; la surgénération y a été testée et l'isogénération prouvée, sans doute pour la première fois, en 1953. Trois surgénérateurs ont suivi.

L'îlot « *Materials and Fuels Complex* » comprend un ensemble remarquable de cellules et de dispositifs pour démontrer la fermeture d'un cycle par pyrochimie appliquée au combustible irradié (couverture) et usé (cœur) de EBR-2, arrêté en 1997 et analogue à EBR-1.

Dans l'îlot « *Reactor technology complex* » fonctionne, depuis 1967, le réacteur ATR « *Advanced Test Reactor* », destiné à étudier les effets du rayonnement sur les matériaux. Il dispose d'un cœur dont la géométrie et la distribution du flux de neutrons thermiques et rapides, sont particulièrement sophistiquées ; il donna accès à des procédés d'irradiation particulièrement flexibles. ATR sert aussi à la production de ²³⁸Pu et d'autres radioisotopes.

84

c. Procédés de séparation par voie aqueuse

Séparation d'Am et Cm

Quatre grands procédés : Truex (USA), DIDPA (Japon), Diamex (France) et TRPO (Chine) sont considérés comme classiques pour extraire les actinides et les lanthanides trivalents, à partir des solutions nitriques de produits de fission du procédé Purex. Ils utilisent un réactif extractant spécifique de ces éléments. Pour ne pas extraire d'autres éléments (Mo, Zr, Pd, Tc, Y, Ru), on ajoute à la solution de départ des complexants (par exemple de l'acide oxalique, de l'éthylène diaminetétracétique, de l'acide glycolique, de l'acide citrique). Aucun de ces procédés n'a dépassé la faisabilité technique. Ces procédés peuvent être incorporés dans un retraitement poussé ou dans un retraitement groupé.

Truex (TRans Uranium Extraction) : Procédé utilisant le CMPO (octyl(phenyl)-N,N-diisobutyl Carbamoyl MethylPhosphine Oxide). Procédé américain. Il existe aussi un Truex russe, également basé sur l'utilisation d'oxydes de phosphine (tetra alkyl ou phenyl diphosphine oxides).

DIDPA : Du nom du réactif « DilsoDecylPhosphoricAcid ». Procédé Japonais de JAERI.

TRPO : Du nom du réactif « TRialkyl Phosphine Oxide ». Procédé Chinois.

Diamex (Diamide Extraction) : Procédé français utilisant un diamide, le DMDOHEMA (N,N'-DiMethyl N,N'-Di-Octyl Hexyl Ethoxy MalonAmide).

Il y a des variantes et des combinaisons, par exemple le procédé :

Todga : Du nom du réactif Tétracycloxydiéthylène Glycol Amide (N,N,N',N' »-tetra-octyl-3-oxapentane-1-5-diamide), développé en Allemagne et au Japon. C'est une variante de Diamex, dont il a les mêmes fonctions. Le diamide diffère de celui du procédé Diamex par un pont éther, au lieu d'un pont CH₂, entre les 2 groupements carbonyles.

Autres séparations

Urex+ (1 à 4) : Combinaisons de Purex et d'autres procédés. Procédé développé aux USA (en collaboration). La première étape Urex vise à extraire U, en ajustant l'acidité et en présence d'un réducteur, l'acide acétohydroxamique. Les autres étapes (+) visent à extraire Pu et Np, puis Tc, puis Cs et Sr, enfin Am et Cm avec de hauts coefficients de décontamination. Il y a plusieurs versions d'Urex (une amine peut être utilisée pour extraire U(VI)). Next et Ganex ont les mêmes objectifs.

Artist : (*Amide-based Radio-resources Treatment with Interim Storage of Transuranics*). Procédé étudié au Japon pour extraire les actinides et ne garder que les produits de fission comme déchets. Il comporte deux étapes. La première consiste à extraire U(VI) avec un amide Bama (Branched Alkyl Mono Amide), par exemple le D2EHBA (N,N-di-(2-ethylhexyl) butanamide). La seconde étape consiste à extraire tous les éléments transuraniens tri- et tétra-valents (Np V est réduit en Np IV) avec du Todga, éventuellement mélangé avec DHOA (N,N-di-hexyloctanamide) pour améliorer la résistance à la radiolyse.

Super Purex : utilise le TBP dans le TPH et des mélanges : sel de zirconium de l'acide dibutylphosphorique (HDBP), TBP dans le TPH pour séparer U, Pu (ou U et Pu), Np, Zr et Tc, Mo, Am et Cm, lanthanides. Procédé développé en Russie.

Purex-TRPO : intègre Purex et TRPO pour séparer conjointement U, Pu et Np, en faire du Mox, puis Am, Cm et les lanthanides. Procédé développé en Chine.

Super-Direx : développé au Japon. Il consiste en l'extraction directe de U et Pu à partir du combustible usé solide par une solution de TBP-HNO₃ dans le CO₂ supercritique (7,5 MPa, 300° K). Les produits de fission sont laissés sous forme solide. Un tel procédé réduirait considérablement la taille des usines de retraitement. La Russie développe aussi cette voie depuis plusieurs années.

Next : (*New extraction system for Tru recovery*) : développé au Japon. Il consiste à éliminer la plus grande partie de U de la solution de dissolution du combustible usé par précipitation d'U(VI) [en présence de Pu(IV)] par abaissement de la température à 10 °C, puis à co-extraire U, Pu et Np par le TBP (opération dérivée du procédé Purex). De la solution de haute activité restante, on extrait Am, Cm et les lanthanides, puis on sépare Am et Cm (procédés SETFICS - séparation intra groupe des éléments « f » utilisant le CMPO et le DTPA). On mélange enfin U, Pu et Np ré-extraits de la solution organique de TBP dans HNO₃ et Am et Cm pour ajuster la composition avant de préparer du combustible pour transmutation. Ce procédé a été testé au Japon en traitant du combustible usé de Joyo très refroidi (Am et Cm sont extraits à 99,6 %).

Ganex : étudié en France. Il est basé sur l'extraction de la majeure partie (80 %) de U de la solution de dissolution du combustible usé par un monoamide (comme dans le procédé Urex qui utilise le TBP en présence d'un agent réducteur empêchant l'extraction de Pu), puis à co-extraire U, Pu, Np, Am et Cm. La deuxième étape nécessite d'adapter le procédé Diamex-Sanex ou plutôt d'avoir recours à de nouveaux réactifs extractants et complexants.

Erix : développé au Japon en vue de traiter du combustible Mox RNR. Il repose sur une succession d'échanges d'ions sur des colonnes remplies de résines fonctionnalisées (greffage de molécules adaptées). On sépare Pd (gênant pour la suite), puis après ajustement électrochimique de la valence, U, Np et Pu, puis Am et Cm par extraction chromatographique (molécules de diamide ou de BTP).

Les procédés pour séparer Am et Cm des lanthanides sont divers. Ils utilisent des complexants spécifiques des actinides ou des lanthanides trivalents (acides polyéthylène téra-acétiques) ou des réactifs extractants spécifiques de l'un ou l'autre des deux groupes d'éléments (dérivés des BTP, amines). Le plus ancien est le procédé Talspeak qui utilise le DTPA comme complexant et le HDEHP comme extractant dans la phase organique.