

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

DES RECHERCHES ET ETUDES RELATIVES
A LA GESTION DES MATIERES ET DES DECHETS RADIOACTIFS

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

RAPPORT D'ÉVALUATION N° 4

Tome 1

JUIN 2010

S O M M A I R E

Tome 1

RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS	I
-----------------------------	---

AVANT-PROPOS.....	1
-------------------	---

Chapitre 1 – STOCKAGES ET ENTREPOSAGES

1.1. CONCEPT DE STOCKAGE PROFOND	3
---	----------

1.1.1. Concept de stockage en 2005	3
--	---

1.1.2. Évolutions du concept depuis 2005	4
--	---

1.1.3. Zira	4
-------------------	---

1.1.4. Coût du stockage	4
-------------------------------	---

1.1.5. Analyse du fonctionnement du stockage	5
--	---

- Stockage en exploitation.....	5
---------------------------------	---

- Fermeture du stockage.....	5
------------------------------	---

- Corrosion.....	5
------------------	---

- Lixiviation, dissolution et diffusion.....	6
--	---

- Situations altérées	6
-----------------------------	---

1.2. ÉVALUATION DES E&R	7
--	----------

1.2.1. Les déchets radioactifs et les Mid des projets de stockage géologique	7
--	---

- Inventaire national des déchets radioactifs.....	7
--	---

- Cas de certaines matières valorisables	7
--	---

- Incertitudes sur le Mid.....	8
--------------------------------	---

- Diversité des colis	8
-----------------------------	---

1.2.2. Les expériences <i>in situ</i> du laboratoire de Meuse/Haute-Marne	9
---	---

- Interaction entre matériaux	9
-------------------------------------	---

- Migration	9
-------------------	---

- Essais de creusement des alvéoles	10
---	----

- Essai TER.....	11
------------------	----

1.2.3. Charge thermique	12
-------------------------------	----

- Évolution de la température	12
-------------------------------------	----

- Effets de l'évolution de la température	13
---	----

- Température et comportement des verres en présence d'eau.....	13
---	----

- Dimensionnement du stockage	14
-------------------------------------	----

- Implication d'une réduction de la charge thermique	14
--	----

1.2.4.	Analyse phénoménologique des situations de stockage en exploitation (APSS-E)	15
	- <i>Dégagement d'hydrogène</i>	15
	- <i>Phénoménologie des alvéoles HA</i>	16
	- <i>État hydrique et thermique du stockage en relation avec la ventilation</i>	17
1.2.5.	Recherches menées par l'Andra pour le choix de la Zira	18
1.2.6.	Réversibilité – Observation/surveillance	19
	- <i>Réversibilité du stockage</i>	19
	- <i>Observation-surveillance du stockage</i>	21
	- <i>Observatoire pérenne de l'environnement</i>	22
1.3.	COÛTS DU STOCKAGE	23

Chapitre 2 – SÉPARATION-TRANSMUTATION

2.1.	INTRODUCTION GÉNÉRALE	26
2.2.	STRATÉGIE DE SÉPARATION - TRANSMUTATION	28
2.3.	PROGRAMME ASTRID	29
2.3.1.	Réacteur Astrid	29
2.3.2.	E&R sur les RNR refroidis au sodium	30
2.4.	SCÉNARIOS DE DÉVELOPPEMENT DE PARCS NUCLÉAIRES ET CONSÉQUENCES	33
2.4.1.	Place des scénarios dans les E&R	33
2.4.2.	Principaux résultats et enseignements	34
2.4.3.	Données économiques	36
2.5.	IMPACT DE LA SÉPARATION – TRANSMUTATION SUR L'EMPRISE DU STOCKAGE GÉOLOGIQUE ...	36
2.6.	CYCLE DU COMBUSTIBLE	37
2.6.1.	Retraitement du combustible Mox	37
2.6.2.	Séparation/conversion pour la transmutation	38

Chapitre 3 – AUTRES ACTIONS NATIONALES & PANORAMA INTERNATIONAL

3.1.	AUTRES ACTIONS NATIONALES	40
3.1.1.	Les actions du CNRS dans le cadre Pacen.....	40
3.1.2.	Les actions de l'IRSN à Tournemire	42

3.2.	PANORAMA INTERNATIONAL.....	43
3.2.1.	Cadre légal international	43
	- <i>Traité Euratom, Article 37</i>	43
	- <i>Directive CE/97/11</i>	43
	- <i>Résolution CE/17438/1/08</i>	44
3.2.2.	Laboratoires de recherches ou sites de stockage souterrain	44
3.2.3.	E&R internationales sur le stockage géologique profond	45
3.2.4.	Nouvelles filières pour la séparation-transmutation (S&T)	46
3.2.5.	Sources d'irradiation à spectre rapide.....	47
3.2.6.	Bases de données nucléaires	48
3.3.	ASPECTS ÉCONOMIQUES ET GÉOPOLITIQUES	48
3.4.	ENSEIGNEMENT, FORMATION ET GESTION DES CONNAISSANCES	48

ANNEXES

Annexe I –	COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION - JUIN 2010.....	i
Annexe II –	AUDITIONS DE L'ANDRA, DU CEA ET DU CNRS	ii
Annexe III –	LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS PAR L'ANDRA ET LE CEA	iii

Tome 2

ANNEXES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES

RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS

Contexte général

Au cours de l'année 2009-2010, la Commission a évalué les progrès des études et recherches sur le stockage géologique des déchets de haute et moyenne activité à vie longue, et sur la séparation-transmutation des actinides présents dans le combustible utilisé des réacteurs nucléaires.

Les études sur le stockage géologique entrent dans une phase décisive : l'Andra a proposé une zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) en vue de l'implantation d'un stockage géologique réversible ; le Ministre d'État en charge de l'écologie, de l'énergie et du développement durable a validé ce choix. Si cette reconnaissance conduit à des résultats positifs, et après un débat public en 2013, la demande d'autorisation de création du stockage sera déposée par l'Andra fin 2014 pour être instruite en 2015. Le Parlement se prononcera ensuite sur les conditions de réversibilité. Il ne reste donc que 3 ans pour réaliser les études nécessaires et éclairer le débat public.

Les études sur la séparation-transmutation se poursuivent maintenant en relation avec celles menées pour la conception du prototype Astrid de réacteur nucléaire à neutrons rapides de 4^{ème} génération. La démonstration complète de la faisabilité de la stratégie de séparation-transmutation passe par une démonstration du multirecyclage du plutonium et des actinides mineurs à l'aide d'Astrid. Cela implique que le plutonium et les actinides mineurs présents dans le combustible utilisé de ce réacteur puissent être séparés et recyclés.

Les études et recherches sont conduites à la fois par les acteurs de la loi, par leurs partenaires et par la communauté académique ; elles s'inscrivent dans un cadre international et sont dans leur ensemble d'une très grande qualité.

Entreposages et stockages des déchets radioactifs

Les études sur le projet de stockage profond réversible pour les déchets de haute et moyenne activité à vie longue ont été approfondies par l'Andra en 2009-2010. La Commission n'a pas reçu d'information nouvelle sur les déchets de faible activité à vie longue, ni sur leur mode de gestion.

Le Modèle d'inventaire de dimensionnement (Mid) permet à l'Andra d'estimer les quantités de déchets à vie longue qui devront être prises en compte dans la conception du stockage. Il sera un élément du débat public en présentant la liste limitative des déchets qui seront destinés au stockage géologique. La Commission demande que l'Andra, en relation avec l'ensemble des acteurs, justifie, en s'appuyant sur des données chiffrées, les marges qu'elle prend pour le dimensionnement (quantités de déchets) du futur stockage.

Conformément au Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, l'Andra a présenté au Gouvernement à l'automne 2009 une proposition de Zira. Le Ministre d'État a demandé un avis à la Commission qui a reconnu l'excellente qualité du dossier scientifique établi par l'Andra. La proposition de Zira satisfaisait pleinement aux critères géologiques retenus pour l'implantation d'un stockage.

Les recherches dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne se poursuivent activement ; nombre d'entre elles ont conduit à des publications dans des revues internationales. Les expériences de diffusion de longue durée dans l'argilite du Callovo-Oxfordien ont confirmé les qualités remarquables de cette roche pour le confinement des radionucléides. Néanmoins, la Commission regrette que l'Andra ne dispose pas encore de modèle opérationnel validé du comportement hydrothermomécanique de la roche. Un tel modèle est indispensable pour prévoir l'évolution des ouvrages et ses conséquences en matière de sûreté et de réversibilité.

Depuis 2009, les études sur les technologies de stockage bénéficient de la création du Centre technique expérimental de Saudron en Haute-Marne. Compte tenu de la diversité des colis de déchets de moyenne activité, la Commission recommande une meilleure standardisation des colis de stockage et de la géométrie des alvéoles.

Les progrès que l'Andra a réalisés dans la définition d'options de conception réversible du stockage ne doivent pas faire oublier la vocation de ce dernier à être scellé à terme pour que puisse être garantie sa sûreté passive à long terme. Ils ne doivent pas davantage occulter les inconvénients éventuels d'une durée d'ouverture prolongée du stockage sur l'efficacité des scellements.

Les études paraissent confirmer progressivement les bonnes qualités de confinement du Callovo-Oxfordien. Une attention comparable doit maintenant être portée aux conséquences des options de conception des ouvrages souterrains sur la sûreté. Si des contradictions apparaissent entre la sûreté en exploitation, la réversibilité et la sûreté passive à long terme, alors, la priorité la plus élevée devrait être donnée à la sûreté à long terme.

S'agissant d'un ouvrage unique dont certaines options techniques sont encore l'objet de recherches, la demande d'autorisation de création devra concilier la précision requise par la procédure administrative et la flexibilité nécessaire pour satisfaire aux exigences de réversibilité et de prise en compte des progrès techniques. Par ailleurs, à elles seules, ces recherches justifient pleinement la demande de l'Andra de maintenir opérationnel le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne jusqu'en 2030.

La Commission approuve l'ampleur et la diversité qu'acquiert le programme d'observation-surveillance du stockage. Elle souligne la nécessité d'établir des relations étroites entre ce programme et l'ensemble des activités de modélisation du comportement thermo-hydro-mécanique et chimique du stockage. Concernant la surveillance de l'environnement, la Commission apprécie très favorablement les efforts déployés par l'Andra pour développer un observatoire pérenne en liaison étroite avec les organismes présents localement et des équipes de recherche reconnues.

Le coût du stockage dans ses différentes options est un élément essentiel de la discussion qui aura lieu à l'occasion des diverses phases de la préparation et de l'examen de la demande d'autorisation de création. Conformément au Guide de sûreté édité par l'Autorité de sûreté nucléaire, il conviendra de retenir les options qui permettent de *"maintenir l'impact radiologique du stockage au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu [notamment] des facteurs économiques et sociaux"*. La Commission demande que lui soient fournies régulièrement des données détaillées concernant le niveau, la structure et la méthodologie de calcul du coût d'un stockage profond.

II

Séparation et transmutation

Les résultats en séparation-transmutation reposent sur une base remarquable d'études de radiochimie pour lesquelles le CEA a une reconnaissance internationale. La mise en service du réacteur à neutrons rapides Astrid est une étape indispensable à l'aboutissement de la stratégie de séparation-transmutation. Ce prototype a pour objectifs, d'une part de préparer le lancement d'une filière industrielle de réacteurs du futur (4^{ème} génération), d'autre part de tester la transmutation des actinides mineurs.

La Commission considère, sans en sous-estimer la difficulté, que ces deux objectifs doivent être menés de front et que le cahier des charges d'Astrid doit inclure ces deux aspects pour le dossier 2012. Par ailleurs, elle redoute que le calendrier présenté par le CEA, EDF et Areva ne soit pas compatible avec une mise en service en 2020 prévue par la loi du 28 juin 2006.

La Commission attire l'attention sur la nécessité de construire un complément indispensable au prototype Astrid, à savoir un pilote de retraitement capable de démontrer en vraie grandeur que le cycle du combustible peut être fermé, le réacteur Astrid étant alimenté par le retraitement de son propre combustible usé. Le retour d'expériences français montre qu'on devrait pouvoir ultérieurement maîtriser toutes les étapes de ce retraitement à l'échelle industrielle, à condition de construire des usines appropriées, prenant en compte des teneurs élevées en plutonium, produits de fission et actinides mineurs.

Des études prospectives CEA-EDF-Areva permettent de simuler les conséquences techniques et économiques des différentes options de mise en place de la séparation-transmutation dans le cadre du déploiement d'un parc de réacteurs à neutrons rapides (RNR) et de systèmes assistés par accélérateur (ADS). Le CEA doit remettre en 2012 une évaluation des perspectives industrielles des filières à neutrons rapides. La Commission recommande que ce dossier intègre l'ensemble des options envisageables, précise la durée des phases transitoires conduisant à un parc électrogène constitué uniquement de RNR, et identifie les points techniques les plus durs, tant sur les réacteurs que sur les cycles du combustible associés. Ce travail devra expliciter les avantages et inconvénients de la transmutation, en particulier pour le stockage des déchets produits.

Dimension internationale

La France est activement présente dans une vingtaine de nouveaux projets ou actions communes recensés au niveau international, le plus souvent via l'Andra, le CEA, le CNRS et l'IRSN.

L'Andra continue à jouer un rôle de premier plan dans les études et recherches européennes sur le stockage géologique. La Finlande, la France et la Suède sont les trois pays européens les plus avancés dans la préparation de la construction d'un stockage géologique. Leurs agences respectives (Posiva, Andra et SKB) pilotent une nouvelle plate-forme technologique européenne.

Le CEA coordonne, ou est présent, dans les grands projets internationaux concernant les études et recherches sur la séparation-transmutation. Le CNRS est très actif dans les nouveaux projets concernant les cycles du combustible et les ADS. L'IRSN participe à de nouveaux projets ayant trait à la sûreté des réacteurs actuels ou futurs et vise à ouvrir le laboratoire de Tournemire à la collaboration européenne. Tous ces organismes contribuent également aux programmes internationaux d'enseignement et de formation.

A l'étranger, le fait nouveau le plus marquant est la décision de la nouvelle administration américaine de réduire drastiquement le budget du projet "Yucca Mountain". La demande de licence a été retirée en mars 2010. L'administration a créé une commission constituée de parlementaires, de scientifiques et d'industriels, chargée de proposer des projets alternatifs.

AVANT-PROPOS

La période de juillet 2009 à juin 2010 est la 3^{ème} année de plein exercice de la CNE2 ; elle fait l'objet du présent rapport. De fin juin à décembre 2009, la Commission a présenté le rapport n° 3 à différentes instances, au premier rang desquelles l'OPECST et les départements ministériels. Une délégation de la Commission s'est rendue à Bar-le-Duc pour présenter ce travail aux membres du Clis de Meuse/Haute-Marne. Un membre de la Commission a présenté les réflexions de la Commission sur la réversibilité au Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN).

* * *

La Commission a suivi la même méthode de travail que les années précédentes. Procédant à 12 auditions, dont 8 d'une pleine journée chacune à Paris et 2 sur le site du laboratoire de Meuse/Haute-Marne à Bure/Saudron, ainsi qu'à des réunions complémentaires, les membres de la Commission, tous bénévoles, ont entendu 76 personnes de l'Andra et du CEA, mais également des institutions universitaires et industrielles, françaises et étrangères. A ces auditions, qui regroupaient en moyenne une cinquantaine de personnes, assistaient également des représentants de l'Autorité de sûreté nucléaire, d'Areva, d'EDF, de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire et de l'Administration centrale. La Commission a consacré une demi-journée à auditionner les diverses actions de recherche fondamentale du programme Pacen¹ du CNRS et, pour faire suite à la demande de l'OPECST, une délégation de la Commission s'est rendue les 4 et 5 mai 2010, à l'invitation de l'IRSN, à la station de Tournemire en vue d'actualiser la connaissance de la Commission sur les expérimentations qui y sont menées. Les travaux du CNRS et de l'IRSN, dont l'impact national et international est reconnu, sont décrits dans le chapitre 3.

1

Cette année, le voyage d'études de la Commission a été consacré aux laboratoires de SKB en Suède (laboratoire souterrain d'Äspö, laboratoire des conteneurs d'Oskarshamn), à la présentation du site proposé comme futur centre de stockage géologique profond à Forsmark et à la visite des centres opérationnels : Stockage souterrain de déchets technologiques à vie courte (SFR) et Centre d'Entreposage du combustible usé (CLAB) à Oskarshamn.

Pour préparer ce rapport, la Commission a tenu un pré-séminaire de 2 jours à l'occasion de son voyage en Suède, et 3 réunions internes dont une d'une durée de 5 jours en séminaire résidentiel. La liste des auditions et visites de la Commission est donnée en annexe II du présent rapport. La Commission a reçu des documents des organismes qu'elle a auditionnés dont la liste est donnée en annexe III. Pour compléter son information, plusieurs de ses membres ont participé à des conférences internationales (cf. annexe 9 du *tome 2*).

* * *

Lors de l'exercice précédent, outre les études et recherches (E&R) sur les déchets de haute activité à vie longue (HAVL) et sur la séparation-transmutation des actinides, la Commission avait évalué les E&R sur les déchets de faible activité à vie longue (FAVL), les déchets tritiés, les déchets miniers et les déchets historiques. Elle avait également recommandé de donner une impulsion nouvelle aux études socio-économiques et d'évaluer aussi précisément que possible les coûts des diverses options de stockage géologique des déchets HA-MAVL et FAVL.

¹ Programme sur l'aval du cycle et la production d'énergie nucléaire.

Cette année, suite au retrait de la candidature des deux municipalités pressenties pour des études géologiques en vue d'apprécier la faisabilité d'implanter un stockage de déchets FAVL, la Commission n'a pas été amenée à auditionner l'Andra sur ce type de déchets. La Commission a focalisé son évaluation sur les E&R menées dans deux domaines dont les enjeux sont particulièrement importants, le stockage géologique des déchets HA-MAVL (chapitre 1) et la séparation-transmutation des actinides (chapitre 2). Par lettre datée du 13 novembre 2009, le Ministre d'État chargé de l'écologie, de l'énergie et du développement durable a demandé à la Commission qu'elle lui communique son avis sur la zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) proposée par l'Andra. La Commission a remis son avis le 16 décembre 2009. Les éléments scientifiques correspondants sont exposés dans le chapitre 1 au § 1.2.5. et dans l'annexe 4 du *tome 2*. Enfin, le chapitre 3 intègre une mise à jour du panorama international.

Chapitre 1

STOCKAGES ET ENTREPOSAGES

Les déchets radioactifs sont classés suivant leur activité, haute, moyenne, faible et très faible suivant les cas, et suivant leur durée de vie, longue ou courte suivant que leur période est supérieure ou non à 30 ans. Pour les déchets de haute et moyenne activité à vie longue (HA-MAVL), l'option retenue par tous les pays concernés est celle du stockage profond, qui doit de plus être réversible dans le cas du projet français. Le projet présenté par l'Andra fait l'objet de ce chapitre.

Une approche complémentaire est la séparation-transmutation qui consiste à transformer certains radionucléides à vie longue pour supprimer ou réduire leur nocivité à long terme. Cette approche ne pourrait être efficacement mise en œuvre qu'après 2040, dans une future génération de réacteurs nucléaires qui restent à concevoir et à construire. Elle ne concerne donc pas le projet actuel de stockage dans le Callovo-Oxfordien. Les études et recherches (E&R) pour la séparation-transmutation font l'objet du chapitre 2. La relation entre transmutation et charge thermique est évoquée au § 1.2.3 du présent chapitre.

1.1. CONCEPT DE STOCKAGE PROFOND

Les déchets radioactifs qui seraient déposés dans un stockage géologique profond résultent pour l'essentiel du traitement des combustibles usés retirés des réacteurs du parc électronucléaire français actuel, y compris un réacteur EPR en cours de construction.

1.1.1. Concept de stockage en 2005

Le stockage profond, dans la conception présentée par l'Andra à l'occasion du Dossier Argile 2005², implique des installations de surface qui permettent l'accueil des colis primaires, leur conditionnement en colis de stockage et leur entreposage en attente de leur mise en place au fond. Leurs fonctions doivent être précisées ; ce sont des installations classiques mais, pendant longtemps, elles seront la seule source de préoccupation du point de vue de la sûreté du public. L'accès aux ouvrages souterrains se fait par quatre puits verticaux spécialisés. Dans la conception de 2005, ces puits sont regroupés et excentrés par rapport aux zones souterraines de stockage, conformément à la conception générale "en cul-de-sac" de l'ouvrage. Au fond, depuis la base des puits, quatre galeries primaires parallèles, puis des galeries d'accès, permettent le transfert des colis, des personnels, des matériaux et de l'air de ventilation vers les alvéoles de stockage. Celles-ci sont regroupées en deux zones horizontales nettement séparées, placées à mi-hauteur de la couche d'argilite du Callovo-Oxfordien.

Une zone accueille les déchets MAVL dans plusieurs dizaines d'alvéoles parallèles constituées de galeries horizontales de 250 m de long et de 9 à 12 mètres de diamètre soutenues par un revêtement assez épais en béton. Les colis primaires de déchets MAVL sont contenus dans un colis de stockage en béton, muni d'un couvercle, de dimensions maximales 3 m par 3 m par 3 m. Les colis de stockage sont d'une grande variété qui rend difficile une manutention complètement standardisée. Ce point est examiné au § 1.2.1.

La seconde zone accueille les déchets HAVL dans plusieurs centaines d'alvéoles parallèles regroupées en modules. Ces alvéoles ont une longueur de 40 m et un diamètre de 80 cm environ. Un chemisage en acier permet une mise en place et un retrait éventuel aisés des colis de stockage (colis primaires placés dans un surconteneur en acier). Les enveloppes successives protègent une matrice de verre dans laquelle les déchets sont incorporés. Les aménagements récents à la conception des alvéoles et les essais de creusement sont discutés au § 1.2.2.

² Noté dans la suite du rapport : Dossier 2005.

Les déchets HAVL dégagent une quantité appréciable de chaleur. En les répartissant sur une grande surface horizontale on évite que les températures atteintes par l'argile soient excessives. Ainsi, bien qu'ils aient un volume sensiblement plus réduit que celui des déchets MAVL, ils occupent une surface plus grande (cf. § 1.2.3.).

Ce projet se caractérise par sa compacité (le stockage occupe la plus petite surface possible à l'intérieur des limites fixées notamment par le problème de la charge thermique), sa modularité (le stockage est découpé en sous-ensembles relativement indépendants), son architecture arborescente, en "cul-de-sac" et, en comparaison d'autres projets, une utilisation réduite des argiles gonflantes, limitée aux seuls scellements disposés en tête d'alvéole, dans les galeries et les puits.

1.1.2. Évolutions du concept depuis 2005

Dans la période 2005-2009, le projet a fait l'objet d'un réexamen par l'Andra. Le rail comme moyen de transport au fond a été abandonné. Le nombre et la longueur des galeries ont été réduits pour des raisons de coût et de simplicité, mais cela peut avoir des conséquences pour les situations altérées. Le principe de la conception en "cul-de-sac" a été en partie remis en cause, notamment en rendant les alvéoles MAVL passantes à la ventilation et en envisageant un dégroupage et un recentrement des puits, pour des raisons liées aux risques en exploitation (facilité de ventilation et risque d'incendie). Les questions liées à la ventilation sont discutées au § 1.2.4.

Le diamètre des alvéoles MAVL pourrait être réduit pour éviter les chutes de colis de stockage dont 14 types différents sont envisagés pour couvrir l'ensemble de l'inventaire. L'Andra étudie également la possibilité d'utiliser plusieurs types de couvercles pour faciliter la mise en œuvre des colis. Une fonction d'étanchéité est envisagée pour le chemisage des alvéoles HAVL, discutée au § 1.2.4. La conception de la tête d'alvéole et la manutention des déchets ont été repensées dans l'optique de la réversibilité, avec parfois des améliorations en matière de sûreté. Le principe d'un accès par descendrière de 5 km, en plus de puits verticaux, a été retenu pour offrir de la souplesse dans l'implantation des installations de surface.

La Commission se prononcera ultérieurement sur ces modifications.

1.1.3. Zira

En vue de l'implantation d'un stockage, le Dossier 2005 définissait une zone de transposition dans laquelle les propriétés de la couche du Callovo-Oxfordien paraissaient analogues à celles reconnues dans le laboratoire et favorables à l'implantation d'un stockage. Au sein de cette zone le choix d'une zone restreinte dans laquelle une reconnaissance approfondie sera réalisée (Zira) a été effectué en 2009. Ce choix est discuté au § 1.2.5.

1.1.4. Coût du stockage

Le coût du stockage est un élément essentiel pour le débat public qui, selon la loi, doit se tenir avant l'examen de la DAC (demande d'autorisation de création du stockage). Pour ce débat, la date de 2013 est mentionnée par l'OPECST et le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR). L'objectif fondamental de protection des personnes et de l'environnement assigné à un stockage est explicité par un principe général : le concept retenu pour le stockage doit permettre de maintenir l'impact radiologique au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de la connaissance scientifique acquise, de l'état des techniques et des facteurs économiques et sociaux. Le Dossier 2005 donnait de ce point de vue quelques indications chiffrées en calculant des doses efficaces à l'exutoire inférieures à 1µSv/an dans le scénario normal d'évolution d'un stockage de colis de verre de l'ordre de 15 milliards d'euros. L'Andra a fourni à la Commission quelques éléments complémentaires utiles. La discussion de 2013-2016 qui comportera un débat public, l'examen de la DAC et le vote par le Parlement d'une loi sur la réversibilité donnera l'occasion de préciser le compromis souhaité par notre société entre les préoccupations de coût et de sûreté à court et à long terme. Il appartient aux pouvoirs publics d'assurer que l'information du public et la transparence des débats, encore très préliminaires, seront suffisants. Ce point est abordé au § 1.3.

1.1.5. Analyse du fonctionnement du stockage

L'analyse du fonctionnement du stockage s'effectue selon une grille fournie par l'analyse de la sûreté. Celle-ci considère, d'une part une évolution normale du stockage et, d'autre part des évolutions altérées dont le scénario de l'intrusion humaine.

▪ **Stockage en exploitation**

La période pendant laquelle le stockage reste ouvert est marquée par l'introduction dans le sous-sol de matériaux exogènes qui perturbent son état naturel : colis, acier, argiles gonflantes, béton et air de ventilation. Ce dernier introduit des bactéries nouvelles, engendre des conditions provisoirement oxydantes, désature la roche dans le voisinage des galeries déjà affecté par un endommagement consécutif au creusement. L'air de ventilation doit emporter l'hydrogène engendré par les colis de déchets (voir § 1.2.4.). Certains colis dégagent de la chaleur. Comme dans tout ouvrage souterrain, le risque d'incendie doit être considéré avec une grande attention ; sa prévention peut conduire à infléchir certains des principes posés pour assurer la sûreté à long terme. La coexistence d'activités minières et d'activités nucléaires appelle des dispositions particulières de conception pour la protection des travailleurs. Les risques de chute et de blocage doivent être évités pendant la manutention et l'introduction des colis dans les alvéoles. Les efforts mécaniques appliqués par les terrains doivent être maîtrisés pour que la zone endommagée à la paroi soit limitée et que le retrait des colis reste longtemps possible.

De ce point de vue, la Commission souhaite que les essais conduits par l'Andra débouchent maintenant sur une capacité démontrée à faire des prédictions crédibles.

Dans ce contexte, la réversibilité, voulue par la loi de 2006 pour des raisons d'acceptabilité, ajoute des sujétions qui ne doivent pas nuire à la sûreté avant et après la fermeture du stockage. La réversibilité implique une surveillance de l'ouvrage, au moins pendant la période d'ouverture du stockage. La réversibilité et la surveillance du stockage sont envisagées au § 1.2.6. Une place particulière doit être faite à l'observation de l'environnement, qui doit commencer suffisamment tôt avant la construction éventuelle d'un stockage pour qu'on dispose d'une série d'observations de référence suffisamment longue. Ce point est abordé au § 1.2.6.

5

▪ **Fermeture du stockage**

Les alvéoles sont progressivement fermées par pose d'un bouchon en argile gonflante. Lors de la fermeture du stockage, des scellements sont posés dans les galeries et puits. Le retour progressif vers une configuration proche du quasi-équilibre antérieur commence alors ; il est durablement ralenti par la poursuite du dégagement de chaleur dont les effets restent sensibles pendant quelques millénaires, et plus tard, par la génération de volumes importants d'hydrogène par corrosion. L'augmentation de la température déplace les équilibres physiques et chimiques, accélère la cinétique des réactions, engendre des contraintes thermiques dans le massif ou les colis (voir § 1.2.3.). L'oxygène apporté par la ventilation est très vite consommé. Les bétons dégradés relâchent des éléments alcalins qui créent un environnement chimique de pH élevé, et le fer des conteneurs interagit de manière complexe mais très locale avec les argiles (voir § 1.2.2.). Les parois des galeries et alvéoles se resaturent en eau depuis le massif d'autant plus lentement qu'elles auront été durablement exposées aux effets de la ventilation.

▪ **Corrosion**

Lorsque de l'eau est disponible, les argiles naturelles remaniées gonflent et assurent leur fonction de scellement ; mais l'arrivée d'eau permet aussi le début de la corrosion des enveloppes métalliques des colis et de l'acier des soutènements. La corrosion engendre des volumes importants d'hydrogène dont le devenir doit être analysé, d'autant qu'on ne dispose guère de phénomènes analogues qui permettent une comparaison. Après plusieurs milliers d'années, l'activité associée aux radionucléides

à vie courte et moyenne aura en grande partie disparu par décroissance naturelle. Mais la dégradation des conteneurs par la corrosion permettra le contact de l'eau avec les verres et le début de la lixiviation de ces derniers. Les expériences de laboratoire ont établi qu'elle se fait initialement avec des vitesses de quelques micromètres par an ; le verre forme ensuite avec l'eau une pellicule superficielle d'altération qui réduit de plusieurs ordres de grandeur les vitesses initiales. Ces phénomènes, déjà analysés dans plusieurs rapports de la CNE1, sont discutés au § 1.2.2.

▪ **Lixiviation, dissolution et diffusion**

La lixiviation du verre dont la durée pourrait s'étaler sur plusieurs dizaines de milliers d'années, rend possible la mise en solution puis la migration des radionucléides. Elle sera extrêmement lente, la roche hôte étant très peu perméable, si peu perméable même (les déplacements naturels de l'eau y sont inférieurs au décimètre par 100 000 ans) que la migration des radionucléides hors de la zone de stockage se ferait essentiellement par diffusion dans l'eau contenue dans les pores de l'argile. La vitesse de migration sera très variable suivant les espèces considérées : les feuillettes d'argile chargés électriquement, présentent une très grande surface d'échange avec l'eau et les ions qu'elle contient ; des cations sont sorbés sur la surface ; les anions sont repoussés de sorte qu'ils ne disposent pour diffuser que d'une fraction réduite de la porosité totale. Les actinides mineurs que leur forme chimique rend très peu solubles dans le contexte réducteur imposé par le massif argileux, ne se déplaceraient que de quelques mètres en 100 000 ans. Toutefois, si le comportement des radionucléides en solution est bien établi jusqu'à 50 °C, la migration pourrait être plus rapide au-delà de cette température. Ce phénomène conditionne le dimensionnement du stockage (voir § 1.2.3.).

Des résultats importants ont été présentés en 2010 dans le domaine de la diffusion (voir § 1.2.2. et annexe 2).

L'Andra calcule que, dans les scénarios de référence, après quelques centaines de milliers d'années, seul un petit nombre de radionucléides solubles et particulièrement mobiles, ³⁶Cl, ¹²⁹I, et dans une moindre mesure ⁷⁹Se, sortent en proportion significative de la couche du Callovo-Oxfordien. Mais les doses efficaces, calculées aux exutoires, sont très faibles. Elles s'avèrent très stables vis-à-vis des modifications de conception des installations de fond en raison de l'épaisseur de la couche, de leur faible perméabilité, des propriétés de rétention des argilites et du contexte réducteur qu'elles imposent. C'est un point fort du projet mais il complique l'évaluation de l'impact des modifications du concept, pour laquelle on ne dispose que de critères plus qualitatifs.

Ce schéma général doit évidemment être soumis à un examen critique. Les connaissances scientifiques qui ont permis de l'établir et qui concernent des durées beaucoup plus longues que celles des activités humaines ordinaires, restent à compléter, confirmer et approfondir, au-delà de l'échéance de 2014.

▪ **Situations altérées**

L'occurrence d'événements peu probables mais non exclus, liés à l'activité humaine, comme une intrusion involontaire dans le stockage, ou naturels comme un séisme ou une surrection exceptionnels, est également prise en compte. On examine aussi des scénarios dans lesquels des colis, proches des galeries primaires, sont précocement défailants et migrent vers les puits sous l'effet de gradients de charge hydraulique horizontaux et verticaux, les scellements étant supposés défailants.

La Commission n'a pas encore obtenu une information détaillée sur l'état des E&R qui se rattachent à ce thème, notamment la conception des scellements. Elle attire l'attention sur le fait que la conception du stockage et les scellements vont constituer un élément essentiel de la sûreté à long terme.

Au terme de l'examen du concept de stockage profond, la Commission observe que les E&R paraissent confirmer progressivement les bonnes qualités de confinement du Callovo-Oxfordien. Elle considère qu'une attention comparable doit maintenant être portée aux conséquences des options de conception des ouvrages souterrains sur la sûreté. La Commission recommande que l'on mette en évidence les contradictions qui pourraient apparaître entre la sûreté en exploitation, la réversibilité et la sûreté passive à long terme. Alors, la priorité la plus élevée est donnée à la sûreté à long terme.

1.2. ÉVALUATION DES E&R

1.2.1. Les déchets radioactifs et les Mid des projets de stockage géologique

▪ Inventaire national des déchets radioactifs

L'Andra a publié en juin 2009 le troisième inventaire national des déchets radioactifs et l'inventaire des matières radioactives. Ces inventaires sont fondés sur les déclarations des producteurs. Le premier inventaire constitue une base de données des Modèles d'inventaire de dimensionnement (Mid) qui permettent d'étayer la conception des installations de stockage. L'Andra a mis à jour fin 2009 le Mid de 2005 concernant le stockage des déchets MAVL-HAVL ; le Mid des déchets FAVL est toujours en cours de définition. Le Mid MAVL-HAVL comporte la description des familles de colis primaires et la description des colis de stockage. Enfin l'Andra a conduit une analyse prospective des cadences de mise en dépôt des colis de stockage dans les alvéoles. L'évaluation détaillée des E&R conduites dans ces domaines et des questions qui s'y rattachent est présentée en annexe 1.

L'inventaire des déchets radioactifs est un document très complet qui présente, outre l'état des lieux, la projection des quantités de déchets attendues jusqu'en 2030. Cela permet de prendre, au moment opportun, les décisions pour éviter tout blocage dans la gestion des colis primaires (stockage des déchets FMAVC³ ou TFA⁴, entreposage des déchets FAVL, MAVL et HAVL). L'aspect prospectif de l'inventaire est également précieux pour suivre les progrès de résorption des déchets en attente de conditionnement.

7

La Commission recommande de développer l'aspect prospectif de l'inventaire des déchets (stocks, flux prévisionnels, pourcentages de conditionnement) qui permet de suivre, d'un inventaire à l'autre, la réalisation des programmes engagés dans la gestion des déchets non conditionnés et le démantèlement. L'ensemble des acteurs est concerné, particulièrement pour passer d'ordres de grandeur à des valeurs plus précises des quantités de déchets engagés.

▪ Cas de certaines matières valorisables

La plupart des matières radioactives inscrites dans l'inventaire correspondant de l'Andra sont, ou seront à terme, valorisables. La valorisation de certaines d'entre elles est incertaine. Elles pourraient donc devenir des déchets. Dans ce cas il est important de connaître si des E&R particulières devraient être conduites pour assurer leur gestion.

La Commission n'a pas entendu les propriétaires de matières radioactives valorisables. Elle souhaite être mieux informée sur la valorisation des matières inscrites à l'inventaire Andra 2009 avant d'évaluer la pertinence des programmes en cours et de déterminer si de nouvelles E&R sont nécessaires. Dans le même esprit, dans le cas où certaines matières, actuellement considérées comme valorisables, seraient requalifiées en déchets, elle souhaite savoir quelle gestion en serait envisagée.

³ Faible et moyenne activité à vie courte.

⁴ Très faible activité.

▪ **Incertitudes sur le Mid**

Le Mid MAVL-HAVL a été établi en tenant compte de tous les déchets de ces catégories qui ont été produits et qui seront produits par toutes les installations qui auront été autorisées avant la fin 2014. Le nombre de colis primaires a été estimé selon des hypothèses réalistes portant sur le fonctionnement du parc REP actuel jusqu'à son extinction en 2052, sur l'évolution du combustible et sur le conditionnement des déchets. Tout le combustible usé est supposé être retraité pour lancer les RNR. Pour faire face à un allongement de la vie des REP et à divers aléas, l'Andra augmente le nombre de colis à inscrire au Mid de 50 %. Le Mid devrait être figé en 2012.

La Commission considère que l'Andra devrait mieux argumenter cette augmentation globale de 50 % et préciser, selon les hypothèses retenues, les nombres de colis à stocker à une date donnée. La Commission recommande donc que l'Andra justifie, en s'appuyant sur des données chiffrées issues de scénarios de poursuite de l'exploitation du parc actuel, sur plusieurs décennies, couplés à des scénarios de lancement du parc de RNR, la marge de 50 % qu'elle prend dans le Mid 2009, pour le dimensionnement du futur stockage, ainsi que la structure temporelle de cette augmentation.

▪ **Diversité des colis**

Le nombre de familles de colis primaires du Mid est considérable. Les contraintes du stockage demandent de répartir les colis de déchets MAVL dans de nombreux colis de stockage qui eux mêmes doivent aller dans des alvéoles MAVL différenciées. L'Andra travaille sur les cadences de mise en dépôt des colis, dictées essentiellement par les capacités d'entreposage à une époque donnée pour les colis de déchets MAVL et par la thermicité pour les colis de déchets HAVL.

La Commission considère que les E&R conduites par l'Andra dans la perspective d'exploiter le stockage sont essentielles au projet et aboutissent actuellement à une gestion compliquée. Elle recommande qu'elles soient poursuivies et affinées, notamment en vue d'une simplification et d'une standardisation accrue des colis de stockage MAVL.

8

Les projets de stockages étudiés par l'Andra permettent d'envisager de façon globale la gestion des déchets à vie longue produits par le parc de REP. Une réflexion est en cours pour optimiser la destination de ces colis et pour optimiser le conditionnement des déchets au regard des capacités limitées de ces stockages. Des E&R sur de nouveaux conditionnements des déchets MAVL sont nécessaires.

La Commission apprécie l'effort de clarification du CEA sur les déchets historiques devant aller en stockage géologique. Elle recommande que les E&R engagées pour adapter le conditionnement de ces déchets aux exigences du stockage soient poursuivies de façon régulière. Elle recommande également de poursuivre les E&R sur des procédés innovants de traitement, notamment à haute température, applicables aux déchets bruts, voire aux colis déjà faits.

Le devenir des déchets MAVL-HAVL du parc REP actuel inscrits au Mid est clairement défini par la loi, aux aléas près. Le renouvellement de ce parc a commencé avec des EPR. Il n'existe pas de scénario industriel de lancement des RNR multirecyclant le plutonium, ni a *fortiori* multirecyclant les actinides mineurs.

La Commission s'interroge sur le devenir des déchets du prochain parc de réacteurs.

1.2.2. Les expériences *in situ* du laboratoire de Meuse/Haute-Marne

Le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne constitue un cadre d'une qualité exceptionnelle pour évaluer dans la durée le comportement physique et chimique de l'argilite du Callovo-Oxfordien (Cox) et étudier expérimentalement le confinement des éléments qui pourraient y être introduits.

▪ **Interactions entre matériaux**

Plusieurs expériences mises en place depuis 2009 ont pour objectif de vérifier *in situ* les modélisations de comportement physico-chimique des matériaux verre/fer/béton/argilite, établies à partir d'expériences de laboratoire (MCO, fer/argile, MVE, Verre/fer, MLH, béton/argile, BAC, fer, béton/argile). Elles sont dynamiques (mesures de cinétiques) et/ou dormantes. Les données *in situ* sont obtenues dans l'argilite intacte à quelques mètres des galeries et sont donc significatives des phénomènes qui se dérouleront dans les alvéoles du stockage après resaturation de celui-ci. Quelques mesures ont déjà été réalisées (mesures en continu de concentrations d'éléments lixiviés ou de gaz de corrosion) mais la plupart sont à venir, les expériences étant dimensionnées pour durer une dizaine d'années. L'expérience POX vise à suivre une possible activité bactérienne.

▪ **Migration**

Le principal phénomène qui contribue à la migration des éléments dans l'argilite saine du Cox est la diffusion (Dossier 2005). L'Andra a présenté à la Commission quelques exemples démonstratifs des E&R poursuivies et a fait également le bilan des avancées dans la conceptualisation du transfert des éléments dans le Cox. Les nouvelles données acquises dans l'argilite perturbée par la présence des alvéoles sont analysées dans l'annexe 2.

Les expériences de migration *in situ* (DIR, 6 expériences depuis le laboratoire souterrain et 1 expérience en forage) sont les plus achevées. Elles ont débuté dès 2005 car il s'agissait de montrer la capacité réelle de confinement de l'argilite du Cox sur une durée aussi longue que possible. Les paramètres de la diffusion de HTO, Cl⁻, I⁻, Na⁺, Sr⁺ et Cs⁺ ont été mesurés d'une part en suivant la diminution en fonction du temps des concentrations des éléments (en fait leurs radioactivités) dans les solutions circulant dans une chambre de mesure au contact de l'argilite et, d'autre part, en analysant leur concentration en fonction de la distance à la surface de contact dans l'argilite au sein d'un échantillon prélevé par surcarottage après démantèlement de l'expérience. Deux régions du Cox de minéralogie différentes ont été explorées. Les mesures de cinétique de diffusion se sont étalées sur plus de 3 ans et les mesures spatiales ont été faites sur 100 cm. Elles sont de qualité. L'analyse de toutes les données obtenues *in situ* montre l'homogénéité de la formation et conduit à des valeurs des paramètres de diffusion (coefficient de diffusion effectif D_e et porosité accessible ω_{acc}) cohérentes entre elles et avec les valeurs obtenues au laboratoire (à un facteur 2 près au maximum pour D_e). Ces résultats sont issus de 3 codes de calcul différents utilisés par 3 équipes indépendantes. Les mesures concernant Cl⁻ ne sont pas terminées. L'Andra participe également aux expériences sur la diffusion menées dans d'autres laboratoires souterrains étrangers ; les résultats obtenus montrent des coefficients de diffusion comparables.

Ce succès conduit l'Andra à envisager vers 2012 une nouvelle expérience où les mesures dans l'argilite seront faites en temps réel avec des mini-détecteurs de radioactivité bêta et gamma placés autour de la source des radionucléides. Cela éliminera les aléas du surcarottage et permettra de meilleures mesures sur des temps très longs et bien après que les radionucléides aient franchi la mini-zone endommagée (EDZ de quelques cm) résultant de la mise en place de l'expérience. La diffusion des actinides sera testée. Les derniers résultats sont prévus pour 2020/2025.

*La Commission considère que l'ensemble des résultats de migration par diffusion dans le Cox pour les éléments les plus mobiles montre clairement le pouvoir de confinement de ce milieu. Comme il s'agit d'une caractéristique essentielle du stockage, la Commission approuve les nouveaux développements expérimentaux de mesure de diffusion *in situ* prévus par l'Andra.*

L'ensemble des résultats déjà acquis illustre l'intérêt de mesures de longue durée en laboratoire souterrain. Cet intérêt sera renforcé avec l'ouverture d'un éventuel stockage car le laboratoire sera le lieu privilégié de pistes de progrès pour la mise en œuvre de ce stockage. La Commission approuve la poursuite du programme d'expérimentation phénoménologique de longue durée prévu par l'Andra et recommande très vivement le renouvellement de l'autorisation du laboratoire de Meuse/Haute-Marne jusqu'à fin 2030.

▪ **Essais de creusement des alvéoles**

Le stockage de colis de déchets HAVL est prévu pour être réalisé dans des alvéoles borgnes parallèles d'une quarantaine de mètres de long et de 80 cm de diamètre, regroupées en modules ; chaque module contient d'une centaine à quelques centaines d'alvéoles. Les colis sont placés dans les trente derniers mètres de l'alvéole qui est équipée d'un chemisage en acier constitué de tronçons soudés de 2 mètres de long et 2 à 2,5 cm d'épaisseur.

Du point de vue de l'exploitation du stockage, il faut que le creusement des alvéoles et la pose du chemisage, opérations à répéter plusieurs milliers de fois, soient relativement faciles. La fonction principale du chemisage est de permettre l'introduction et le retrait éventuel aisés des colis. Pour cette raison, il faut réaliser un bon alignement des tronçons du chemisage et éviter leur ovalisation sous l'effet du poids des terrains, de la pression de l'eau et de la température. L'Andra envisage également de recourir à un assemblage des éléments du chemisage par vissage plutôt que par soudage pour faciliter cette opération.

L'Andra a réalisé en 2009-2010 dans le laboratoire souterrain une première campagne de démonstration de la faisabilité du creusement et de la mise en place du chemisage des alvéoles. Le programme initial prévoyait le creusement, par tarière guidée au laser, depuis la galerie GRM, de 5 alvéoles de 20 m de long : 2 chemisées, suivant la direction de la contrainte mineure, et 3 non-chemisées, suivant 3 directions horizontales distinctes. Plusieurs forages pour la mesure de la pression interstitielle étaient réalisés préalablement au creusement. La forme du trou était ensuite examinée par vidéo et relevé scanner. Les variations de diamètre étaient mesurées par un outil multi-patins engagé dans le trou, et une analyse de l'endommagement devait être effectuée. Des calculs préalables poro-mécaniques avaient été conduits pour prévoir les déplacements et les pressions interstitielles induites par le creusement. Dans les faits, des difficultés ont été rencontrées et trois alvéoles seulement ont été réalisées. La première alvéole (alvéole 1), creusée perpendiculairement à l'axe de la galerie GRM, a été arrêtée après 9,5 m d'avancement, le chemisage étant bloqué. On a imputé cette difficulté à un espace annulaire trop faible, à l'accumulation de débris mal évacués, à un mauvais alignement des tronçons et à un travail à un seul poste par jour qui laissait le temps aux terrains de se déformer et aux parois de se détériorer. Une deuxième alvéole (dite alvéole 5) a été creusée à partir du fond de la galerie et suivant son axe, pour s'affranchir de l'influence éventuelle d'autres galeries. L'objectif d'une longueur de 20 m a été atteint mais avec d'importants hors-profils (jusqu'à 14 cm) par rapport à la forme circulaire souhaitée pour la section droite de l'alvéole. La troisième alvéole (dite alvéole 4), parallèle à la première, a atteint 21,4 m de long mais avec, de nouveau, un alignement médiocre des tronçons de chemisage, la chute d'écaillés et une section de forme irrégulière. Diverses améliorations ont été tentées au cours du programme, au niveau de la vis de marinage, de l'épaisseur de l'espace annulaire, du suivi des paramètres de creusement ; le travail a été porté à 3 postes/jour.

Les mesures ont montré des surpressions interstitielles nettement plus grandes que prévu mais une vitesse de convergence des parois plusieurs mois après le creusement, en accord avec ce qu'on observe dans les galeries : 1,5 à 2,4 % par an, ce qui implique une possible mise en charge rapide du chemisage par diminution de diamètre du trou. La campagne se poursuivra avec plusieurs modifications dans la technique de creusement. Plusieurs hypothèses (chaleur dégagée par la coupe, effort de l'outil sur le massif) seront examinées pour expliquer les comportements inattendus observés.

La Commission considère que les difficultés rencontrées par l'Andra ne sont pas anormales au stade d'un premier essai. Ces difficultés illustrent l'importance qui doit être accordée aux essais technologiques. La Commission constate que la modélisation poro-mécanique appelle encore des efforts importants pour que l'extrapolation à des durées plus longues, des ouvrages plus grands, ou des profondeurs supérieures, acquière le degré de crédibilité souhaitable.

▪ Essai TER⁵

La chaleur dégagée par les déchets HAVL est une des perturbations principales apportées au milieu naturel. Elle déplace les équilibres hydromécaniques, physiques et chimiques et modifie la cinétique des évolutions. Elle joue un rôle important pour le dimensionnement de l'ouvrage qui doit être conçu pour que la température à l'interface alvéole/massif soit inférieure à 50 °C quand la corrosion des conteneurs aura permis le contact entre l'eau et les verres.

L'expérience de chauffage de la roche TER, qui a duré un peu plus de trois ans et s'est arrêtée en mars 2009, visait principalement à analyser la diffusion de la chaleur dans le massif et secondairement à en reconnaître les effets mécaniques et hydrauliques par la mesure de déformations, de pressions interstitielles, d'augmentation de la perméabilité et de modifications des propriétés mécaniques. L'expérience *in situ* était complétée par des mesures effectuées sur éprouvettes au laboratoire.

Dans son principe, l'essai TER est analogue à de nombreux essais réalisés depuis une trentaine d'années dans d'autres laboratoires souterrains et a pu bénéficier de leur retour d'expériences. Dans cette expérience, une sonde chauffante est placée au fond d'un sondage, entre 6 et 9 mètres de distance de la galerie ; on mesure la puissance thermique qu'elle émet. Trois sondages parallèles permettent de mesurer la température en plusieurs points du massif, quatre autres sondages permettent de mesurer les pressions interstitielles et deux sondages permettent de mesurer les déplacements relatifs dans l'axe des sondages. Au parement de la galerie sont installés des inclinomètres, des capteurs de convergence, de température et d'humidité relative. Jusqu'en juillet 2007, la puissance émise a varié assez irrégulièrement en raison de divers problèmes techniques qui ont pu être résolus dans la phase suivante.

11

L'analyse des résultats a mis en évidence plusieurs points importants :

- ❖ la dilatation thermique de l'eau dans les pores augmente significativement la pression interstitielle qui ne se dissipe que lentement en raison de la faible perméabilité du massif ;
- ❖ l'ensemble des propriétés concernées par l'essai (perméabilité, conductivité thermique, élasticité) sont nettement anisotropes, ce qui complique sensiblement les calculs à conduire ;
- ❖ la détermination de la conductivité thermique est rendue imprécise par l'incertitude sur la position des capteurs, difficulté qui ne peut souvent être levée que par des essais effectués à plus grande échelle ;
- ❖ le voisinage immédiat de la sonde chauffante est très nettement endommagé (accroissement de la perméabilité) à la fin de l'essai. Une part de cet effet tient sans doute au refroidissement rapide consécutif à l'arrêt de la chauffe ;
- ❖ la modélisation rend compte au moins qualitativement des observations.

En 2010 commencera un essai analogue à TER, dit TED⁶, mais qui comportera trois sondages chauffés distincts dont on analysera la superposition des effets, et un essai dit de phase 2 visant à analyser le comportement d'un tube métallique chauffé placé au contact des terrains dans un sondage. Ils contribueront à la préparation d'un essai de plus grande ampleur de simulation du comportement d'une alvéole HA d'une vingtaine de mètres de long prévu en 2012.

⁵ Expérience sur la réponse de l'argilite à des sollicitations thermiques.

⁶ Expérience sur le champ de surpression dans les argilites autour d'un doublet/triplet de sources chauffantes.

La Commission note que les efforts de modélisation thermo-hydro-mécanique conduits par de très bonnes équipes, paraissent dispersés, sans effort apparent de synthèse. La Commission n'a pas reçu de document qui fasse le point de l'état actuel de ces modélisations qui sont indispensables pour parvenir progressivement à établir des prévisions fiables sur des échelles de temps compatibles avec la durée d'ouverture de l'ouvrage et au-delà. La difficulté incontestable du problème ne doit pas conduire à se satisfaire d'une approche plus empirique, suffisante pour beaucoup d'ouvrages de génie civil, mais mal adaptée au cas d'un stockage qui exige une capacité de prévision bien plus grande.

1.2.3. Charge thermique

La couche du Callovo-Oxfordien dans laquelle on envisage de stocker des déchets radioactifs n'a connu que des évolutions naturelles très lentes depuis plusieurs dizaines de millions d'années. Un principe implicite du projet français est de minimiser les perturbations apportées par le stockage au milieu naturel. Ces perturbations ont cinq origines principales : le creusement des galeries et alvéoles, leur ventilation pendant que le stockage reste ouvert, l'introduction de matériaux exogènes, la production d'hydrogène par corrosion de l'acier et la chaleur engendrée par les déchets exothermiques.

▪ Evolution de la température

La température naturelle ("géothermique") du massif croît avec la profondeur ; à 500 m elle est de l'ordre de 22 °C. Elle est très stable à l'échelle de la dizaine de millénaires. Elle sera modifiée par la ventilation des ouvrages mais surtout par la chaleur produite par certains déchets.

Dans le voisinage des puits, des galeries secondaires et des galeries principales, l'hygrométrie et la température de l'air de ventilation contribueront au développement de la zone endommagée (EDZ) mais la perturbation de la température de la roche restera modérée. Les déchets MAVL dégagent un peu de chaleur. En revanche, certains déchets HAVL sont fortement exothermiques. La chaleur totale qu'ils dégageront est difficile à préciser en raison de l'incertitude sur l'inventaire des déchets. La Commission n'a pas de données précises sur ce point. L'ordre de grandeur est vraisemblablement de 10^{16} Joules si tous les combustibles sont retraités et les déchets déposés après 60 ans de refroidissement. Cette chaleur est dégagée progressivement et de plus en plus lentement. La décroissance de la puissance thermique est inégalement rapide suivant les radionucléides concernés ; par exemple, elle est lente pour l'américium. Toutefois, après quelques siècles, l'essentiel de la chaleur est produite. A ce moment, elle est encore entièrement contenue dans le massif rocheux, sauf une petite partie évacuée par l'air de ventilation. Ce n'est que bien après la fermeture du stockage que la chaleur produite sera évacuée par la surface du sol.

La chaleur produite se dissipe essentiellement par conduction au sein du massif (la convection et le rayonnement ne jouent un rôle qu'au voisinage immédiat des colis). L'Andra a mesuré les valeurs des paramètres physiques qui gouvernent la conduction. La diffusivité thermique des argilites est nettement anisotrope et de l'ordre de $30 \text{ m}^2/\text{an}$, ce qui est un peu plus faible que la moyenne des roches. L'incertitude sur les températures calculées, même à long terme, devrait être réduite.

L'accroissement de température est maximal dans les conteneurs. Le choix de l'Andra, commenté plus loin, est de limiter à 90 °C le maximum de température à l'interface entre les alvéoles et les argilites, maximum qui est atteint après 10 à 20 ans. Dans une couche de quelques dizaines de mètres d'épaisseur au-dessus et au-dessous du niveau de stockage, la température augmentera progressivement de quelques dizaines de °C, avant de décroître lentement. Après 1 000 ans la température maximale sera descendue à 40-45 °C. *In fine*, toute la chaleur produite sera évacuée par la surface du sol. La perturbation thermique y deviendra sensible après 5 000 ans environ ; il ne semble pas qu'elle soit suffisante pour y avoir des effets perceptibles.

C'est donc dans la couche du Callovo-Oxfordien, et surtout au voisinage du plan de stockage des colis de déchets, que l'augmentation de température sera sensible. Elle y sera d'ailleurs inégalement rapide car les colis ne seront mis en place que progressivement. Coexisteront donc avant la fermeture du stockage des modules chauds et des modules encore peu réchauffés. Il sera plus compliqué de récupérer les colis dans un module chaud.

▪ **Effets de l'évolution de la température**

L'augmentation de température a des effets variés dont la Commission a tenté de dresser une liste qui n'est sans doute pas exhaustive :

- ❖ au plan thermomécanique, l'élévation de température engendre une modification des propriétés mécaniques de la roche (caractéristiques élastiques, viscosité) mais c'est la dilatation thermique de l'acier, du béton, des verres et de l'eau qu'elle contient, qui engendre les effets les plus sensibles, notamment des contraintes mécaniques additionnelles. Ces contraintes peuvent modifier l'étendue et la qualité de l'EDZ. A plus grande échelle, la contrainte moyenne augmentera dans le massif rocheux et des cisaillements importants se développeront sur le pourtour du stockage. Le coefficient de dilatation thermique de l'argilite est assez faible, proche de $10^{-5}/^{\circ}\text{C}$; il n'en reste pas moins qu'une énergie thermique dégagée de 10^{16} Joules engendre un accroissement de volume de la roche de l'ordre de $150\,000\text{ m}^3$. Cet accroissement se résorbe par fermeture des jeux (excavations pratiquées dans le massif ou fracturations) ou soulèvement de la surface du sol, qui restera néanmoins à peine perceptible car il doit être réparti sur la surface horizontale de la zone de stockage des colis de déchets HAVL qui est de plusieurs millions de m^2 . Une mention particulière doit être faite de la dilatation différentielle eau/roche ; les premiers essais de l'Andra ont montré que les pressions de l'eau porale engendrées par l'échauffement se dissipent difficilement dans l'argilite peu perméable et sont élevées, avec des conséquences possibles pour les mouvements de l'eau vers les alvéoles et les galeries. Sauf pour ce dernier thème, la Commission n'a pas reçu beaucoup d'information sur les progrès réalisés depuis le Dossier 2005.
- ❖ aux plans chimique, physique et biologique, l'accroissement de température déplace les équilibres et accélère les cinétiques des réactions. L'Andra étudie beaucoup de ces phénomènes qui concernent par exemple les interactions entre béton, acier, roche, en présence ou non d'eau et d'oxygène, la perméabilité de la roche ou les propriétés de diffusion dans l'EDZ et dans la roche saine, les transformations minéralogiques des argiles, possibles si une température supérieure à $70\text{ }^{\circ}\text{C}$ est maintenue pendant plusieurs milliers d'années. Certains autres phénomènes ne semblent pas avoir encore été étudiés, par exemple l'effet de la température sur la dissolution de l'hydrogène dans l'eau du massif. Une place spéciale doit être faite au comportement des radionucléides en solution, après que la lixiviation des verres a commencé : au-dessus de $50\text{ }^{\circ}\text{C}$ ce comportement est moins bien connu et leur diffusion devient vraisemblablement beaucoup plus rapide. C'est aujourd'hui le phénomène principal d'origine thermique pris en compte pour le dimensionnement du stockage.

La Commission demande que l'Andra fasse un bilan des effets de l'accroissement de température afin d'en hiérarchiser l'importance, d'en vérifier l'exhaustivité et d'identifier ceux qui requièrent prioritairement des recherches.

▪ **Température et comportement des verres en présence d'eau**

C'est le comportement des radionucléides en solution qui, du point de vue des effets thermiques, est le paramètre retenu par l'Andra comme dimensionnant. Le projet de stockage a été conçu pour que la température des verres n'excède pas $50\text{ }^{\circ}\text{C}$ au moment où ils pourraient être mis en contact avec l'eau du massif, c'est-à-dire quand la corrosion aura percé les enveloppes métalliques qui les protègent. L'estimation de la vitesse de corrosion de l'acier et le calcul de la décroissance de température ont conduit l'Andra à proposer une épaisseur de 5 cm pour le surconteneur en acier non-allié, de sorte que le premier contact entre verre et eau soit repoussé à plusieurs milliers d'années

après la fermeture du stockage. Afin de limiter l'altération des verres en présence d'eau, il faut qu'à ce moment la température à la surface extérieure des verres soit redevenue inférieure à 50 °C.

Les calculs d'évolution de la température qui sont assez fiables et le seront encore plus quand on disposera d'essais en place assez longs, montrent que, pour vérifier cette condition, il faut limiter à 90 °C la température maximale atteinte (une vingtaine d'années après leur mise en place) à l'extrados du chemisage. C'est un choix qui, au vu des options retenues par d'autres pays, apparaît raisonnable. En rendant étanche le chemisage des alvéoles, on dispose d'une marge supplémentaire pour le temps d'arrivée de l'eau au contact des conteneurs.

▪ **Dimensionnement du stockage**

Pour limiter la température maximale en paroi des alvéoles à 90 °C, on peut jouer sur plusieurs paramètres de conception. Le premier est le temps de refroidissement en entreposage des colis primaires exothermiques, avant leur mise en place en stockage. Il est fixé à 60 ans dans le Dossier 2005. Un temps d'attente plus long est envisageable : son doublement permettrait de diviser par deux l'emprise de la zone de stockage HAVL, mais un stockage resté ouvert trop longtemps en attente des colis de déchets risque de voir certaines qualités de ses ouvrages se dégrader avec le temps.

Un autre paramètre de conception est l'étalement dans l'espace du stockage qui vise à réduire la puissance moyenne émise par unité de surface horizontale du stockage. Pour les déchets les plus exothermiques, un intercalaire inerte est placé entre deux colis consécutifs dans l'alvéole. Par ailleurs, on laisse une certaine distance entre deux alvéoles parallèles consécutives, puis entre deux modules regroupant quelques centaines d'alvéoles. On pourrait augmenter ces distances. Néanmoins l'étalement du stockage a aussi ses limites, pour des raisons de coût d'excavation mais surtout d'emprise horizontale totale du stockage : un stockage plus compact permet de garder des marges importantes du point de vue de la distance aux accidents géologiques (failles) repérés, ou vis-à-vis de choix politiques en rupture avec ceux qui prévalent aujourd'hui, par exemple l'arrêt du retraitement qui conduirait à stocker des assemblages de combustibles usés plus exothermiques que les déchets du retraitement. Une telle éventualité rendrait nécessaire un refroidissement plus long et/ou un espacement plus important entre les colis.

Le troisième paramètre, mais qui ne concerne en pratique qu'un futur deuxième stockage, est la transmutation de tout ou partie des actinides mineurs. En effet, un intérêt de la transmutation est de réduire leur quantité dans les déchets. Longtemps après la décroissance des produits de fission, les actinides mineurs, notamment l'américium, sont les plus forts contributeurs au dégagement de chaleur. Cette stratégie qui ne concerne pas le stockage actuellement envisagé dans la Zira, est discutée dans le chapitre 2.

▪ **Implication d'une réduction de la charge thermique**

On dispose donc de plusieurs possibilités pour réduire la charge thermique, mais chacune présente des inconvénients en termes de coût ou de sûreté. La difficulté principale actuelle tient à l'absence de critères simples de choix. Pour les diverses options, l'Andra a effectué des calculs ou des estimations des avantages et inconvénients en termes de sûreté pour les scénarios principaux d'évolution ; mais les qualités de confinement du Cox amortissent toute sensibilité des flux calculés aux choix des options de conception. De plus, on peut comparer les diverses possibilités en regard de principes plus généraux (simplicité, redondance, robustesse, prudence). Mais cette comparaison ne semble pas avoir encore été réalisée malgré son importance pour le dimensionnement d'un stockage dans le Callovo-Oxfordien ou pour le choix de l'option de la transmutation.

La Commission demande que la réflexion sur les avantages et inconvénients du niveau actuel choisi pour la charge thermique soit conduite rapidement. Cette réflexion sera un élément important lors du débat qui précédera l'examen de la demande d'autorisation de création (DAC) d'un stockage.

1.2.4. Analyse phénoménologique des situations de stockage en exploitation (APSS-E)

L'Andra a effectué une mise à jour de l'APSS pendant la période d'exploitation qui était présentée dans le Dossier 2005. Celle-ci décrivait à grands traits le fonctionnement de l'ouvrage en s'attachant principalement à préciser la configuration atteinte au moment de la fermeture. L'APSS-E mise à jour fournit une description beaucoup plus détaillée et complète. Elle prend mieux en compte les préoccupations de sûreté en exploitation et de réversibilité, et précise la conception du système d'observation-surveillance qu'appellent ces préoccupations. Elle intègre les résultats des recherches et des études d'ingénierie et de sûreté conduites depuis 2005, notamment dans le laboratoire souterrain. Elle est construite en croisant une décomposition du système de stockage, jusqu'aux composants élémentaires, et une évolution temporelle de la construction d'une alvéole à la fermeture du stockage. C'est l'évolution temporelle dont la description est sans doute la plus délicate : elle n'est pas simultanée pour toutes les alvéoles ; le scénario de référence peut être largement affecté par des décisions de gestion du stockage, par exemple liées à la réversibilité ou à la date de mise en place des déchets qui dégagent le plus de chaleur. L'Andra envisage aussi, à juste raison, des situations incidentelles susceptibles de perturber l'évolution normale (arrêt de ventilation, chemisage non étanche dans les alvéoles HA) et même des écarts importants à cette évolution, peu probables *a priori*.⁷

La Commission approuve les principes qui inspirent la préparation de l'APSS exploitation. Des progrès réels ont été effectués, même si le jalon 2009 n'est clairement qu'une étape dans un processus qui doit se poursuivre. Au plan de la méthode, elle souhaite que l'Andra précise, d'ici au dépôt de la DAC, le contenu des notions de robustesse et de durabilité auxquelles les documents de l'Andra font largement référence. Plus fondamentalement, elle demande que soient explorées les limites temporelles de la période d'exploitation, c'est-à-dire le temps après lequel les qualités initiales des ouvrages du stockage pourraient être significativement remises en cause par les perturbations apportées par une durée trop longue d'ouverture des ouvrages. Elle regrette que les points critiques vers lesquels doivent logiquement être orientés les efforts à venir, ne soient pas suffisamment mis en évidence.

15

▪ **Dégagement d'hydrogène**

Pendant la phase d'exploitation, de l'hydrogène est produit par radiolyse des déchets MAVL "organiques", indépendamment de la présence d'eau, mais aussi dans les alvéoles MA et HAVL par corrosion des composants métalliques en présence d'eau, en phase liquide ou vapeur. Ce second mécanisme concerne le chemisage et les surconteneurs des colis HA qui ne sont pas ventilés ; et les armatures, déchets métalliques et boulons d'ancrage des alvéoles HAVL après leur fermeture et le retour d'une hygrométrie suffisante. Il faut éviter que l'hydrogène produit ne se retrouve *in fine* dans l'air des galeries ou alvéoles avec une concentration qui crée des conditions explosives que ce soit en fonctionnement normal ou après un arrêt temporaire de la ventilation.

Dans le cas des alvéoles MAVL, l'hydrogène migre en principe facilement à travers le béton sec des conteneurs puis il est dilué dans l'air de ventilation de l'alvéole où sa concentration dépend du débit de l'air, variable suivant qu'on est en phase active ou d'attente. En cas d'arrêt de ventilation, l'hydrogène diffuse vers la galerie d'accès en quelques années, et beaucoup plus lentement une fois que l'alvéole a été scellée. Il faut quelques dizaines de minutes pour purger l'hydrogène de l'alvéole en cas de reprise de la ventilation.

Dans le cas des alvéoles HAVL, lorsque le chemisage est étanche, l'hydrogène n'est produit qu'à son extradados, lorsque le jeu entre massif et chemisage s'est rempli d'eau, après quelques années. Il migre alors vers la galerie attenante, notamment à travers l'EDZ. Si le chemisage n'est pas étanche, son intrados et le surconteneur produisent également de l'hydrogène. Même dans ce cas, les concentrations dans les galeries ventilées restent faibles ; elles ne présenteraient des risques qu'après plusieurs mois d'arrêt de la ventilation.

⁷ Suivant la méthodologie dite du « *what if* », conformément à l'état de l'art international, et utilisée par l'Andra.

La Commission observe que l'Andra a pris en compte le problème de la production d'hydrogène dans les alvéoles. Elle souhaite que soient mieux explicitées les leçons tirées du retour d'expériences des entreposages existants de déchets. Elle constate que la conception du stockage a évolué récemment, avec le choix d'une ventilation passante pour les MAVL et d'un chemisage étanche pour les HAVL. Elle souhaite que lui soient présentées plus systématiquement les raisons qui ont poussé à ce choix et la part qu'y prend la question de l'hydrogène.

▪ **Phénoménologie des alvéoles HA**

L'APSS-E 2009 comporte une description affinée des phénomènes qui affectent les alvéoles HA et notamment des effets de la charge thermique, du rôle des jeux à l'extrados et à l'intrados du chemisage et de l'effacement progressif du jeu entre chemisage et terrain.

Le dégagement de chaleur par les déchets est important pour les colis HA, C5⁸, et C6⁹ ce qui conduit à disposer des intercalaires inertes entre ces colis ; il est plus faible pour les déchets HA C0¹⁰. L'Andra a choisi de limiter la température à l'extrados du chemisage à 90 °C. Le projet français apparaît ainsi inspiré par un principe implicite de prudence qui veut que les perturbations apportées au milieu naturel restent aussi faibles que possible. La Commission approuve une telle orientation, discutée dans le § 1.2.3. L'augmentation de la température a des conséquences importantes du point de vue chimique, hydromécanique et physique. L'Andra estime toutefois que l'évolution de la température elle-même peut être calculée sans tenir compte d'effets couplés, au moyen des équations de la conduction. Ce pronostic paraît exact à quelques nuances près. L'Andra a examiné de façon détaillée l'effet sur la distribution de température de facteurs tels que les jeux laissés, les patins etc.

Pour la Commission, il reste à examiner de plus près certains effets convectifs comme ceux liés au transport de la vapeur d'eau dans les jeux suivant l'axe de la galerie. Globalement, cette partie comporte des améliorations sensibles en comparaison du Dossier 2005 dont elle ne remet pas en cause les conclusions principales.

16

Lorsque le chemisage n'est plus étanche, la vitesse de corrosion du surconteneur est influencée par l'augmentation de température mais reste modérée, de l'ordre de quelques nanomètres par an. De plus, il est probable qu'une certaine proportion des chemisages ne sera pas étanche dès l'origine, alors la présence d'eau, qui pourrait être à pression et température élevées au contact des surconteneurs chauds, rendra difficile une éventuelle réouverture de l'alvéole. Cela devra être pris en compte pour préparer la réversibilité.

Les effets thermomécaniques sont plus sensibles en raison du risque d'ovalisation du chemisage qui n'est pas suffisamment mis en exergue, malgré son importance pour la réversibilité. Les premiers essais de creusement des alvéoles HA montrent en effet que l'apparition d'hétérogénéités de contraintes au contact entre le chemisage et le terrain ne peut être écartée *a priori*.

Le chemisage se dilate thermiquement. Il n'est toutefois solidaire ni du fond, ni de la tête de l'alvéole, ce qui devrait limiter les contraintes axiales engendrées. Au moins tant qu'il subsiste des jeux, sa dilatation radiale, qui est modérée, n'engendre pas de contrainte additionnelle. Les inégalités de température suivant l'axe pourraient aussi engendrer des contraintes internes, mais l'Andra estime que ces inégalités sont rapidement réduites à une quinzaine de °C, même dans le cas des colis HA C5 et C6.

⁸ Verres UOX, dont les verres produits suivant la spécification 300 AQ 60.

⁹ Futurs colis de verres du retraitement Mox REP et CU-Ure.

¹⁰ Verres "anciens" et Atalante.

Les effets dus à la température dans le massif rocheux sont beaucoup plus importants en raison du contraste entre les coefficients de dilatation thermique de l'eau et du squelette argileux. Des pressions interstitielles additionnelles élevées sont créées sur quelques mètres autour des alvéoles ; le jeu entre massif et chemisage se remplira en quelques années d'une eau dont la pression pourrait atteindre 7,5 MPa dans les hypothèses les plus sévères. Ce phénomène mérite attention. Dès lors qu'on attribue une fonction d'étanchéité au chemisage, afin de retarder le début de la corrosion du surconteneur, il paraît opportun de vérifier qu'une telle pression ne remet pas en cause cette étanchéité. Toutefois, la fonction principale du chemisage est de permettre un retrait facile des colis. De ce point de vue, le risque d'ovalisation devrait être mieux analysé car sa maîtrise est essentielle du point de vue du maintien de la réversibilité.

Un second effet mécanique tient au creusement lui-même qui engendre un certain endommagement des argilites, dont sans doute des fractures en chevron qui peuvent aller jusqu'au détachement d'écaillés, et une augmentation de la perméabilité au voisinage des parois. Puis l'alvéole se referme et le jeu initial laissé entre les terrains et le chemisage devrait se combler.

On dispose de mesures effectuées dans le démonstrateur HA n°5 qui mettent en évidence des vitesses de déformation très inégales suivant la direction, mais dont l'ordre de grandeur est de 3.10^{-3} à 3.10^{-2} par an, correspondant à un comblement du jeu en une période de 1 à 10 ans. Ces valeurs mesurées sont toutefois indicatives, car elles correspondent à une configuration très différente de celle d'une alvéole remplie (désaturation active du massif, pas de charge thermique ni donc de dilatation différentielle). L'Andra a mis en évidence un comportement complexe, marqué par des couplages thermo-poro-mécaniques forts, et qui peut conduire au développement de contraintes totales radiales élevées sur le chemisage, jusqu'à 17 MPa.

Ces mesures particulières sont fort utiles mais les conclusions qu'on peut en tirer restent largement empiriques et difficilement généralisables en l'absence, déjà regrettée dans des rapports antérieurs de la Commission, d'un modèle de comportement mécanique d'ensemble séparant clairement les divers effets, bien validé par les nombreuses mesures disponibles, compatible avec les réflexions théoriques conduites par ailleurs à plus petite échelle. Seul un tel modèle permettrait d'extrapoler légitimement les observations faites à des périodes plus longues, de l'ordre de celles qui intéressent l'exploitation et la réversibilité. Si un tel modèle paraissait difficilement accessible dans des délais raisonnables il deviendrait important de conduire rapidement des essais à échelle 1 qui compenseraient l'absence d'un modèle théorique robuste.

Compte tenu de l'exigence de réversibilité, il est urgent que le problème de l'ovalisation du chemisage et les modalités de la réouverture éventuelle d'une alvéole HA non étanche trouvent une solution avant le dépôt de la DAC.

▪ **État hydrique et thermique du stockage en relation avec la ventilation**

L'air de ventilation agit sur les états thermique, hydrique et gazeux des composantes ouvragées et du Cox. Ces états ont à leur tour une influence sur la durabilité de ces composantes via leurs conséquences sur les propriétés mécaniques et chimiques. Dans le Dossier 2005, l'Andra a établi les grands principes de la ventilation et les a confirmés par de nouvelles études entreprises jusqu'en 2009. Dans son approche aéraulique, thermique et hydrique, l'Andra distingue les ouvrages de liaison ventilés (puits et galeries), les modules non ventilés de stockage HA, les alvéoles de stockage MAVL ventilées et finalement les ouvrages après fermeture. Il est montré qu'avec les débits d'air prévus qui atteignent plusieurs centaines de m^3/s pour l'ensemble du stockage, l'atmosphère dans les galeries se stabilise autour d'une température de 22 °C et une humidité relative de 40 % après un parcours de l'air de l'ordre de 2 km. La température augmente de 5 °C dans le retour d'air des modules de stockage HA après 10 années en phase d'exploitation active. Pour les alvéoles MAVL, la ventilation n'a pas pour fonction d'évacuer la charge thermique mais de diluer le dégagement d'hydrogène, une élévation maximale de la température de 20 °C est attendue en sortie d'alvéole. Les résultats des calculs montrent des temps caractéristiques longs se chiffrant en dizaines d'années aussi bien pour

les variations de température que pour les variations de saturation au sein du massif rocheux sous l'effet de la très grande inertie thermique du Cox.

Ces conditions d'environnement ont des conséquences favorables qui devraient se manifester par une diminution des cinétiques de dégradation chimique intervenant dans la corrosion métallique et dans la carbonatation des bétons ainsi que par un ralentissement des processus mécaniques différés dans le Callovo-Oxfordien sous l'effet de la désaturation de la roche.

La Commission observe que l'Andra a examiné soigneusement l'analyse phénoménologique de l'atmosphère du stockage au sein des différents modules et au cours des différentes périodes d'exploitation. La Commission considère que les conséquences de la circulation d'air ont de fortes implications sur la mise en œuvre de la réversibilité du stockage et souhaite que lui soit présentée une analyse de la question.

1.2.5. Recherches menées par l'Andra pour le choix de la Zira

Le PNGMDR¹¹ a chargé l'Andra de proposer au Gouvernement avant fin 2009 "une zone d'intérêt restreinte propice à l'implantation d'un stockage sur laquelle seront mises en œuvre des techniques d'exploration approfondies (Zira)". La Zira dont la superficie est d'une trentaine de km², concerne au premier chef la zone d'implantation des installations souterraines du stockage ; elle sera située au sein de la zone de transposition de 250 km². A la Zira pourront être associées une ou plusieurs zones d'implantation des installations de surface (ZIIS) dont la localisation sera définie en interaction avec les préoccupations d'aménagement du territoire.

Dans son rapport n° 3, la Commission avait souligné que le critère déterminant du choix de la Zira devait être la qualité géologique ; en mars 2009, l'Andra a exposé à la Commission une revue des contraintes d'ordre géologique qu'elle prendrait en compte pour ce choix. En octobre 2009, à la demande de la Commission, l'Andra a présenté le détail des données géophysiques (sismique 2D) et géologiques (forages, prospection de surface) acquises au sein de la zone de transposition ainsi que sa démarche appliquée au choix de la Zira. L'analyse que la Commission a faite de ces résultats figure à l'annexe 4.

L'Andra a transmis au Gouvernement en octobre 2009 une proposition de Zira cherchant à optimiser les critères techniques et les critères liés à l'aménagement du territoire et à l'insertion locale selon les principes suivants :

- ❖ privilégier une implantation de la Zira dans la zone identifiée comme plus intéressante vis-à-vis des critères liés à la géologie et à la sûreté ;
- ❖ permettre l'implantation dans la Zira de l'architecture souterraine de référence présentée dans les options de conception 2009 ;
- ❖ être compatible avec une implantation du débouché au jour, dans la zone frontalière Meuse/Haute-Marne, de la descenderie envisagée pour accéder au milieu profond ;
- ❖ être compatible avec une implantation des puits d'accès dans une zone boisée ;
- ❖ éviter une implantation sous les villages.

Le Ministre d'État notamment chargé de l'écologie, de l'énergie et du développement durable, a consulté la Commission en novembre 2009 sur la proposition faite par l'Andra.

¹¹ Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs.

La Commission reconnaît l'excellente qualité du dossier scientifique établi par l'Andra et considère que la zone au sein de laquelle une Zira pourrait être choisie est cohérente avec les critères géologiques et techniques nécessaires à l'implantation éventuelle d'un stockage géologique. Sur la base des données acquises, la Commission considère que les investigations approfondies prévues dans la Zira méritent d'être menées à bien au cours des années 2010-2011. Parmi les questions auxquelles ces investigations devront répondre la Commission retient particulièrement :

- *la possibilité d'extrapoler à 600 m de profondeur les observations faites sur le comportement mécanique de galeries creusées à 500 m de profondeur en laboratoire souterrain ;*
- *la nécessité de présenter, dans le dossier qui sera établi pour le débat public précédant le dépôt de la DAC, une description précise des installations de surface et de leur objectif technique ;*
- *l'opportunité de préciser les conditions géologiques et hydrogéologiques qui prévaudront lors du creusement de la descendrie d'accès au stockage en profondeur et de vérifier que la réalisation de cet ouvrage n'altèrera pas les qualités de la Zira.*

La Commission a également examiné les conclusions tirées par l'Andra sur les potentialités géothermiques des grès du Trias. Elle considère que cette formation ne représente pas une ressource géothermique attractive (cf. annexe 3).

1.2.6. Réversibilité – Observation/surveillance

▪ Réversibilité du stockage

Conformément à l'échéance fixée par le décret de 2008 relatif au PNGMDR, l'Andra a produit fin 2009 un document de synthèse sur les "options de réversibilité du stockage en formation géologique profonde". Ce document intègre dans une contribution globale les derniers résultats des E&R sur le contenu et les moyens d'une gestion réversible du stockage. Il introduit également la phase suivante d'E&R pour la préparation du débat public qui doit précéder la DAC (fin 2014), eux-mêmes préalables à la loi devant définir, en 2016, les conditions de réversibilité sur une durée dont on sait d'ores et déjà qu'elle ne peut être inférieure à cent ans.

La problématique d'ensemble déjà proposée y est réaffirmée : elle combine récupérabilité des colis et progressivité du processus décisionnel assurant la possibilité d'un retour en arrière sur la gestion initialement décidée (capacité à agir sur le processus de stockage et à faire évoluer sa conception, notamment à la faveur d'évaluations décennales). Elle s'est enrichie de solutions concrètes favorables à la réversibilité (chemisage éventuellement étanche pour les alvéoles HA, patins de glissement au contact surconteneur/chemisage, diminution de la hauteur de gerbage des conteneurs MAVL...) et de la formulation de variantes ouvertes à décisions ultérieures concernant tant l'organisation globale du stockage profond et de l'entreposage de surface associé, que les modalités pratiques de réalisation des différentes opérations de manutention, de mise en place et de récupération, pour les colis et alvéoles HAVL et MAVL.

Ces propositions s'appuient sur une analyse plus précise, partiellement quantitative, des phénomènes à l'œuvre dans les différents éléments du système de stockage durant toute sa phase d'exploitation ; ceci permet d'étayer différents choix (ou fourchettes) de dimensionnement (colis, conteneurs, chemisage, jeux, alvéoles...) en dégagant quelques temps caractéristiques de phénomènes variés (thermiques, chimiques, mécaniques, diffusifs...) aux différents niveaux de l'échelle de récupérabilité formulée précédemment (voir rapport n° 3 de la CNE2, 2009) et d'ébaucher des "chronogrammes glissants" pour chacun de ces niveaux.

Les dispositions de construction, de mise en place et de retrait, intègrent et continueront d'intégrer les résultats d'essais de longue durée dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne (comportement des matériaux, des ouvrages et des capteurs) et d'essais technologiques, y compris sous la forme de démonstrateurs des procédés de mise en place et de retrait.

Elles s'accompagnent d'une réflexion méthodologique sur la répartition de l'instrumentation aux fins d'observation-surveillance, de schémas d'implantation de capteurs dans les alvéoles HA et MAVL pour toute la phase d'exploitation, voire au-delà, de la mise au point de procédures de qualification de capteurs et de la définition des besoins spécifiques nécessitant des développements de R&D.

En parallèle, l'Andra entretient des échanges nationaux et internationaux, souvent pluridisciplinaires, sur la notion de réversibilité et poursuit son effort de mobilisation des sciences humaines et sociales sur cette question. Une échéance importante dans ce domaine est l'organisation en France fin 2010, sous l'égide de l'OCDE, d'une conférence internationale sur la réversibilité.

La Commission apprécie positivement l'engagement de l'Andra sur les différents aspects de la réversibilité, sur la dimension, tant technique que sociétale, nationale qu'internationale, qu'elle donne à cette question et sur l'affinement de son analyse scientifique et technique. Elle formule pour sa poursuite les recommandations suivantes :

- *l'échelle de réversibilité initialement proposée par l'Andra est désormais reprise, après simplification en 5 niveaux, par le groupe d'études international coordonné par l'AEN, sous la forme plus restreinte d'une échelle de récupérabilité des colis. Il est souhaitable que l'Andra n'abandonne pas son approche plus large de la réversibilité qui inclut le caractère progressif du processus décisionnel et précise les jalons associés au franchissement de chaque niveau de cette échelle ;*
- *les analyses à la base de l'APSS doivent être approfondies et complétées pour tenir compte des couplages entre phénomènes, intégrer une modélisation mécanique robuste et éprouvée du comportement du massif argileux et parvenir à des prédictions quantitatives fiables de la réponse dans le temps des différents éléments du stockage. Il est indispensable que ces prédictions tiennent pleinement compte des perturbations provoquées par les travaux de stockage eux-mêmes tout au long de la phase d'exploitation (maintien d'une atmosphère oxydante, désaturation de l'argile...) pour que puissent être précisément appréciées non seulement les latitudes autorisées en matière de durée de réversibilité mais aussi les contreparties pratiques de l'exigence de réversibilité ; c'est en particulier ce qui permettra de trancher de manière fondée la question de savoir quand doit commencer la durée au moins séculaire de la période de réversibilité fixée par la loi ;*
- *plus généralement, les études de l'Andra sur la mise en œuvre d'une gestion réversible du stockage géologique ne doivent pas risquer d'occulter la vocation d'un tel stockage à être fermé à terme défini, après quoi la sûreté doit être assurée de manière passive. La fermeture du stockage, rappelons-le, n'implique pas l'arrêt du contrôle et de l'observation ; elle n'empêche pas davantage l'accès aux déchets par travaux miniers. S'il est essentiel, par la mise en place de dispositions assurant une réelle réversibilité, de laisser aux générations futures le choix des rythmes et des modalités de gestion du stockage, il est tout aussi important de leur laisser la possibilité de sa fermeture définitive dans les meilleures conditions le moment venu ;*
- *enfin, il est clair que seule une évaluation du "surcoût" de la réversibilité à ses différentes étapes permettra de fonder une véritable gestion réversible du stockage et les choix qui s'y attachent (voir § 1.3.).*

▪ **Observation – surveillance du stockage**

Les E&R de l'Andra concernant l'observation-surveillance des déchets HA-MAVL visent à concevoir, installer, exploiter et maintenir les dispositifs d'auscultation et de mesure utiles à l'exploitation du stockage et sa gestion réversible par étapes ainsi qu'aux analyses de sûreté, en exploitation comme après fermeture. Cette activité est en relation étroite avec la modélisation en permettant la fourniture de données d'entrée et la validation des modèles.

Les efforts de l'Andra se focalisent :

- ❖ sur le choix et la mise au point de systèmes d'auscultation durables (la durée concernée est au moins séculaire), nécessitant redondance et complémentarité ;
- ❖ sur la définition d'une répartition optimale de l'instrumentation *in situ*, sur la base d'une distinction graduée entre ouvrages "pilotes", "témoins", "courants" et "non instrumentés", dont la densité d'instrumentation va en décroissant ;
- ❖ sur la sélection de dispositifs d'auscultation, incluant analyse du retour d'expérience, interne et externe, qualification des instruments retenus, éventuellement après adaptation aux conditions d'un stockage géologique, et détection de lacunes nécessitant des efforts spécifiques de R&D (notamment pour ce qui concerne le suivi de l'hygrométrie, la détection et l'analyse des gaz et l'analyse chimique des matériaux).

L'activité de R&D, soutenue depuis deux ans par les travaux d'un important groupement de laboratoires, couvre l'inventaire des technologies disponibles, la mise en place d'un suivi thermo-hydro-mécano-chimique avec décorrélation des phénomènes fondée sur la différence de leurs temps caractéristiques, le "durcissement" des moyens de mesure en conditions réelles et l'évaluation de leur vieillissement ainsi que la maîtrise des dérives temporelles. On soulignera notamment :

- ❖ la préparation de deux essais d'instrumentation dans le laboratoire de Meuse/Haute-Marne d'un chemisage d'alvéole HA (en 2010) et d'une section type MAVL (en 2011) ;
- ❖ la qualification du suivi thermomécanique par mesures réparties sur fibres optiques en rétrodiffusion Brillouin ;
- ❖ l'utilisation du retour d'expériences de 15 ans de mesures de teneur en eau sur la structure expérimentale de couverture au CSFMA ;
- ❖ le suivi localisé des gaz et de l'évolution des matériaux par développements ciblés de capteurs chimiques plus durables et fiables (réalisation d'un spectromètre miniature pour analyse des gaz) ;
- ❖ la mise au point d'une démarche de qualification sur le cas des extensomètres à corde vibrante allant progressivement de tests en laboratoire en température contrôlée, à des tests *in situ* avec réalisation de démonstrateurs puis durcissement pour tenue à l'irradiation.

La Commission apprécie positivement l'ampleur et la diversité qu'est en train d'acquérir le programme d'observation-surveillance pour le stockage réversible des déchets HA-MAVL. Elle souligne la nécessité d'établir des interactions étroites avec l'ensemble des activités de modélisation. Ceci doit concerner non seulement la définition et la vérification de critères ponctuels d'acceptabilité mais aussi la validation de modèles d'évolution spatio-temporelle des variables pertinentes dans tout le champ du stockage. Compte tenu de l'importance de ce programme pour la conduite d'une gestion réversible du stockage, de la richesse du retour d'expériences à attendre et de la rapidité des progrès dans ce domaine scientifique et technique, elle souhaite que soit sérieusement considérée et, le moment venu, instruite, la possibilité d'une poursuite du programme pendant toute la phase d'exploitation du stockage.

▪ **Observatoire pérenne de l'environnement**

En lien avec l'étude d'impact préalable à la DAC, la surveillance de l'environnement constitue un aspect essentiel du programme de recherche de l'Andra. Il s'agit, dans une zone englobant la zone de transposition, de proposer un dispositif capable de fournir les données nécessaires pour établir l'état initial puis le suivi du site si le stockage est créé. Sur la durée, la surveillance de l'environnement contribuera aux études d'impact de la construction et de l'exploitation du stockage. On envisage qu'elle se poursuive au-delà de sa fermeture dans le cadre de l'Observatoire des sciences de l'univers lorrain.

Depuis 2007, l'Andra a mis en chantier un Observatoire pérenne de l'environnement (OPE) qui a pour objectif d'établir l'état de référence de l'environnement autour d'un éventuel centre de stockage de déchets radioactifs et de réaliser le suivi environnemental lors de la construction et de l'exploitation de ce stockage.

Les études et recherches menées depuis deux ans ont eu pour objectifs :

- ❖ de définir une zone d'observation d'environ 900 km² et une zone restreinte de 250 km² autour de la Zira (30 km²) ;
- ❖ d'établir, au sein de la zone d'observation, une hiérarchisation des zones pour l'implantation des installations de surface (ZIIS) en identifiant les secteurs et les espèces écologiquement sensibles ;
- ❖ de préparer un plan de suivi et de surveillance à long terme de l'environnement si le stockage devait être réalisé ;
- ❖ de préparer la réalisation d'une écothèque qui rassemblera toutes les observations acquises et sera librement accessible à la communauté scientifique, et donc au public.

Le programme scientifique de l'OPE comprend :

- ❖ l'étude du fonctionnement des écosystèmes de l'échelle de la parcelle à celle du bassin versant ;
- ❖ la mise au point d'indicateurs et le développement de capteurs environnementaux en bénéficiant des compétences de l'Université de Lorraine et de l'Université Technologique de Troyes où deux chaires industrielles seront créées ;
- ❖ la détection des évolutions environnementales et la caractérisation des contributions relatives du changement climatique, des évolutions socio-économiques et des activités industrielles ;
- ❖ la caractérisation des sensibilités et des vulnérabilités des écosystèmes à ces perturbations et les incertitudes associées.

La mise en œuvre de ce programme a commencé à l'automne 2009 par l'établissement d'un état de référence de la biodiversité et de la qualité des sols. La caractérisation pédologique s'est accompagnée de mesures radiologiques qui montrent que la radioactivité des sols est due aux éléments présents naturellement dans les sols (⁴⁰K, chaînes de ²³⁸U et de ²³²Th et ⁷Be cosmogénique) et au ¹³⁷Cs lié à l'accident de Tchernobyl et aux essais aériens des armes nucléaires.

La Commission recommande que ces mesures soient complétées par des mesures réalisées sur des plantes qui concentrent naturellement les polluants et la radioactivité ambiante, tels les champignons, les mousses et les lichens. Ces derniers sont des intégrateurs de la radioactivité pendant toute leur vie dont la durée est susceptible de dépasser le siècle. Elle recommande également de compléter les mesures destinées à la surveillance de la radioactivité par des mesures portant sur les espèces chimiques véhiculant les radionucléides, afin de comprendre toute évolution éventuelle ultérieure qui impliquerait ces espèces chimiques.

Pour suivre l'évolution de l'environnement et notamment la composition chimique, la qualité de l'air et celle des eaux, l'Andra a développé un ensemble de stations de mesures instrumentées, en forêts, prairies, et zones de culture. Des instruments performants sont mis en œuvre ou en cours de réalisation. Ils permettront de quantifier les cycles biogéochimiques. Le suivi temporel de l'évolution des divers écosystèmes bénéficiera également de l'utilisation conjointe des méthodes de télédétection aéroportée et satellitaire. En outre, l'Andra prépare pour 2012 la mise en œuvre d'un site témoin qui permettra de comparer l'évolution environnementale de deux sites d'écologie voisine mais situés à des distances suffisantes pour être soumis à des contraintes industrielles et socio-économiques différentes.

L'Andra, agissant comme agence de programmes pour les E&R qu'elle conduit, a fait appel à une vingtaine de bureaux d'études et de laboratoires spécialisés afin d'acquérir les observations nécessaires à l'OPE. Elle a privilégié les collaborations avec des organismes présents localement (Office national des forêts, Office national de la chasse et de la faune sauvage, Chambres départementales d'agriculture, Fédérations de chasse et de pêche,...) et fait appel, en tant que de besoin, à des équipes scientifiques nationales (CEA, CNRS, INRA, Universités...) spécialisées en environnement. A terme, l'action de l'OPE sera intégrée, dans le cadre du Système d'observation et d'expérimentation pour la recherche en environnement (SOERE), à l'Observatoire des sciences de l'univers lorrain qui aura pour charge de mettre en place un conseil scientifique et un groupe de pilotage opérationnel communs avec l'Andra.

La Commission apprécie positivement l'effort de l'Andra pour développer une observation pérenne de l'environnement. Elle considère que la création d'un conseil scientifique associé à l'Observatoire des sciences de l'univers lorrain est le garant de la qualité et de l'indépendance scientifique du programme ainsi que de la publication des résultats obtenus assurant, auprès du public, la transparence de l'information relative à l'évolution de l'environnement. Elle approuve la création d'une écothèque, instrument essentiel du suivi à long terme de l'environnement aux échelles locale et régionale.

La Commission a noté l'effort de modélisation mené pour parfaire la connaissance du climat local et affiner la surveillance de la qualité de l'air. Elle recommande que ce premier effort de modélisation soit amplifié pour pleinement valoriser les observations qui seront rassemblées dans l'écothèque. Celle-ci constituera une base de données unique en France pour comprendre l'évolution d'un environnement régional.

La Commission approuve l'effort fait en matière de surveillance de l'environnement. Elle rappelle que dans son rapport n° 2 (2008), elle avait souligné l'intérêt de disposer de bases de données sur la santé des populations.

1.3. COÛTS DU STOCKAGE

Dans ses précédents rapports, la Commission a regretté de ne pas disposer de données économiques plus complètes concernant le coût d'un stockage et plus généralement le coût de la gestion à long terme de l'ensemble des déchets radioactifs. Or, la loi du 28 juin 2006 prévoit de façon explicite que de telles données doivent être disponibles et rendues publiques. L'article 14 de cette loi impose à l'Andra de proposer au Ministre chargé de l'énergie "une évaluation des coûts afférents à la mise en œuvre des solutions de gestion à long terme des déchets radioactifs de haute et de moyenne activité à vie longue selon leur nature". Il apparaît en effet difficile de porter un jugement pertinent sur des options scientifiques et techniques sans prendre en compte la dimension économique et financière. A partir du moment où l'on entre dans une phase de réalisation concrète du projet, il devient nécessaire de disposer d'une évaluation assez précise des options possibles.

L'application du principe dit Alara, internationalement reconnu, conduit à prendre en compte les critères de coût dans le choix de la meilleure des diverses solutions techniquement possibles, sans remettre en cause la priorité attribuée à la sûreté à long terme. Le législateur, en modifiant dans la loi de 2006 la composition de la Commission, considère de façon implicite que les compétences de la Commission doivent s'étendre aux aspects économiques et sociaux des projets qui seront étudiés. Le 22 octobre 2009, en recevant le bureau de la Commission, le Ministre d'État lui a annoncé la mise en place, auprès de la DGEC¹², d'un groupe de travail associant les producteurs de déchets, l'Autorité de sûreté nucléaire et l'Andra, en vue de la mise à jour de l'évaluation du coût du stockage.

En février 2010, une délégation de la Commission a été reçue au ministère par le Directeur de l'industrie nucléaire qui lui a indiqué que ce groupe de travail, mis en place à la DGEC fin 2009 pour procéder à une ré-estimation des chiffres publiés en 2005 par l'Andra, a centré ses travaux sur des problèmes de méthodologie, en particulier pour passer de coûts unitaires à des coûts globaux. De nouvelles estimations devraient être disponibles courant 2011.

La Commission prend note de cette décision et souhaite disposer au plus tôt des nouvelles données qui pourraient être disponibles.

Les coûts du stockage doivent être supportés par les producteurs de déchets qui ont l'obligation de par la loi de constituer des provisions, en vertu du principe "pollueur-payeur" rappelé par le Code de l'environnement. Au vu des hypothèses faites sur l'inventaire des déchets à stocker (MAVL et HAVL) et conformément au scénario dit "industriellement envisageable", plusieurs chiffres avaient été avancés par l'Andra en 2005. La fourchette se situait entre 13,5 et 16,5 milliards d'euros (€ 2002) et tenait compte d'un facteur d'aléas et d'opportunités liés à des risques divers tant au niveau de la construction qu'à celui de l'exploitation du site. Ils intégraient en principe les mesures dites d'accompagnement qui correspondent aux aides diverses accordées par l'Andra aux communes concernées par le stockage.

Ces chiffres (fourchette de 13,5 à 16,5 milliards d'euros) ont été rappelés par l'Andra lors de l'audition du 18 février 2010. L'Andra a expliqué qu'ils ont été obtenus par une approche globale. A noter qu'en proportion des coûts totaux de la filière nucléaire, ce coût du stockage estimé en 2005 représentait de l'ordre de 1 % du prix de revient du kWh nucléaire. Il faut souligner que ces estimations ne prenaient pas en compte les coûts de la réversibilité qui, avant la loi de 2006, n'était qu'une option. Par ailleurs, il s'agit là de montants non actualisés qu'il faut actualiser en tenant compte d'un taux de préférence pour le présent (taux d'actualisation) si l'on veut pouvoir calculer le montant des provisions à constituer. La question est de savoir quel taux retenir : 8 % jusqu'à 30 ans (ou 4 % ?) et 3 % au-delà comme cela a été suggéré ?

Si une connaissance, même imparfaite, du coût global du stockage souterrain se révèle très importante aussi bien pour les producteurs de déchets que pour les autorités politiques, ce sont surtout les estimations des coûts unitaires, opération par opération, qui permettront de présenter des évaluations pertinentes.

Une nouvelle méthode de calcul est donc maintenant utilisée pour estimer les coûts complets du stockage en s'appuyant sur une approche de type A.C.V. (Analyse du cycle de vie). Elle suit à la trace tous les coûts de la chaîne qui va du producteur de déchets au stockage définitif dans le site retenu. Elle doit tenir compte des coûts directs et des coûts indirects ou "externalités" dont la valorisation est parfois difficile car certains impacts ont une valeur marchande difficile à estimer.

Cette méthodologie permet d'obtenir la structure, le niveau et l'évolution du coût de chacune des options qui seront étudiées.

¹² Direction générale de l'énergie et du climat.

Par rapport aux précédents chiffrages, l'approche analytique constitue un progrès puisque :

- ❖ chaque opération (excavation, soutènement, creusement des alvéoles etc...) est décomposée en tâches élémentaires ;
- ❖ les ressources et les moyens nécessaires à la réalisation de chaque tâche élémentaire sont décrits (effectifs, matériels, matériaux...) ;
- ❖ les coûts sont ensuite traduits en unité d'œuvre comme par exemple le mètre linéaire pour la construction des galeries.

Ces calculs reposent sur les coûts unitaires fournis par les sous-traitants spécialisés. Certes, certains coûts induits, liés à des aléas par exemple, ne peuvent être estimés qu'à l'aide de ratios établis à partir des coûts directs, et l'évolution des normes en matière de législation environnementale ou sanitaire conduira à faire évoluer les coûts de certaines opérations. Ce sont surtout les cadences de réalisation puis les cadences d'exploitation du stockage qui constituent une source d'incertitudes pour l'évolution de ces coûts. C'est à partir d'une meilleure connaissance de ces coûts unitaires qu'il sera ensuite possible de remonter au coût global et d'orienter les choix.

Par ailleurs, le CEA (I-Tésé) lors de son audition a présenté une analyse économique de plusieurs scénarios de transmutation des déchets et a évalué à chaque fois le surcoût engendré par ce choix (cf. chapitre 2 du présent rapport). Cette étude ne concerne pas le stockage souterrain actuellement à l'étude en Meuse/Haute-Marne.

La Commission prend acte des efforts entrepris par l'Andra, les producteurs de déchets et la DGEC pour améliorer la connaissance du coût global et des coûts unitaires d'un stockage souterrain de déchets radioactifs à haute et moyenne activité et à vie longue.

La Commission estime que le chiffrage en cours devra refléter, non seulement le niveau, mais aussi la structure des coûts complets du stockage et l'évolution de cette structure dans les divers scénarios envisagés. Elle souhaite être informée régulièrement des méthodes utilisées pour le calcul des coûts et des résultats des divers chiffrages obtenus. Elle considère qu'une attention particulière doit être apportée à la prise en compte des aléas. Le chiffrage doit évidemment tenir compte des coûts indirects : coûts environnementaux, coûts liés aux mesures d'accompagnement, mais aussi retombées économiques et industrielles pour les régions concernées.

Parmi les questions qui méritent une attention particulière la Commission mentionne les points suivants :

- *quels sont les coûts respectifs des diverses options de la réversibilité prévue dans la loi ?*
- *quel serait le différentiel de coût entre un stockage des déchets graphites dans des installations dédiées en sub-surface et leur stockage dans le site de stockage profond ?*
- *quel serait le différentiel de coût si on optait pour un allongement de l'entreposage sur le site de certains déchets à fort dégagement thermique au lieu de les enfouir rapidement ?*
- *quel est le différentiel de coût des différentes modifications des options de conception envisagées depuis 2005, par exemple le choix d'une descenderie par rapport à une option "tous puits verticaux" ?*

Chapitre 2

SÉPARATION-TRANSMUTATION

2.1. INTRODUCTION GÉNÉRALE

Selon la loi du 28 juin 2006, les études et recherches (E&R) en matière de séparation-transmutation sont conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires. C'est dans ce cadre que la Commission examine l'évolution de la gestion des matières nucléaires.

Dans le cas du parc de REP actuels, le cycle repose, en amont du réacteur, sur une fourniture en uranium naturel enrichi, produisant en aval du réacteur, de l'uranium, du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission (cf. figure 1). En utilisant le combustible Mox¹³, une partie du plutonium est recyclée une fois dans le parc de REP. Ce monorecyclage implique que le stock de plutonium incorporé dans le combustible usé s'accroît d'environ 7 t par an pour un parc de REP de 430 TWhe/an correspondant au cas français.

Le recyclage des actinides en REP est limité par la physique des réacteurs eux-mêmes qui fonctionnent avec des neutrons thermiques¹⁴ ; le multirecyclage du plutonium y est donc très difficile. Par contre, dans des réacteurs à spectre de neutrons rapides qui sont peu sensibles à la qualité isotopique du plutonium, tous les isotopes du plutonium contribuent à la fission. De surcroît, les réacteurs à neutrons rapides présentent un bilan neutronique favorable¹⁵ qui les rend très adaptés à la transmutation par fission des actinides mineurs. Les scénarios prospectifs de renouvellement du parc actuel envisagent donc de déployer des RNR, appelés de 4^{ème} génération car de meilleures performances et de haute exigence en matière de sûreté¹⁶. Ces réacteurs seraient les seuls à pouvoir, d'une part utiliser le plutonium comme une ressource multirecyclable, d'autre part transmuter les actinides mineurs dans des conditions industrielles.

Ainsi, dans le cas d'un parc de RNR isogénérateur¹⁷ de 430 TWhe/an, il serait possible de fermer complètement le cycle uranium et plutonium. Le cycle serait alimenté en amont par environ 450 t de Mox¹⁸ et un apport d'environ 40 t d'uranium appauvri¹⁹ ; l'aval du cycle conduirait au retraitement des 450 t de Mox usé pour donner 80 t de plutonium et 330 t d'uranium recyclés en réacteur et 40 t de déchets ultimes constitués d'actinides mineurs et de produits de fission (cf. figure 2). Par ailleurs, ce parc permettrait de transmuter certains des actinides mineurs.

Pour ce qui intéresse la Commission, les avantages d'un tel cycle de matière sont les suivants :

- ❖ absence de déchets des activités minières, de conversion puis d'enrichissement de l'uranium ;
- ❖ arrêt de la production d'uranium appauvri dont la France dispose actuellement de stocks considérables (7 000 t produites annuellement et un stock d'environ 250 000 t) ;
- ❖ inventaire stable en plutonium à un niveau d'environ 900 t et qui devient la ressource de base.

¹³ Oxyde d'uranium et de plutonium.

¹⁴ En spectre thermique, les seuls isotopes fissiles sont le plutonium 239 et le plutonium 241, les isotopes pairs du plutonium se comportant comme des poisons pour la réaction en chaîne. Si l'on voulait multirecycliser le Pu en REP, il faudrait augmenter au chargement du cœur la teneur en plutonium 239, ce qui est limité pour des raisons de sûreté.

¹⁵ Fonctionnant avec des neutrons rapides, les RNR favorisent les fissions, donc libèrent plus de neutrons par événement, alors que les REP au contraire ont un fonctionnement qui favorise la capture des neutrons.

¹⁶ Les réacteurs Phenix et Superphenix sont des RNR de 2^{ème} génération.

¹⁷ Un réacteur est dit isogénérateur s'il produit autant de matières fissiles qu'il en consomme.

¹⁸ Le Mox RNR contient 20 % de Pu. Le Mox pour REP en contient en moyenne de 7 à 9 %.

¹⁹ L'uranium appauvri est issu des opérations d'enrichissement de l'uranium naturel.

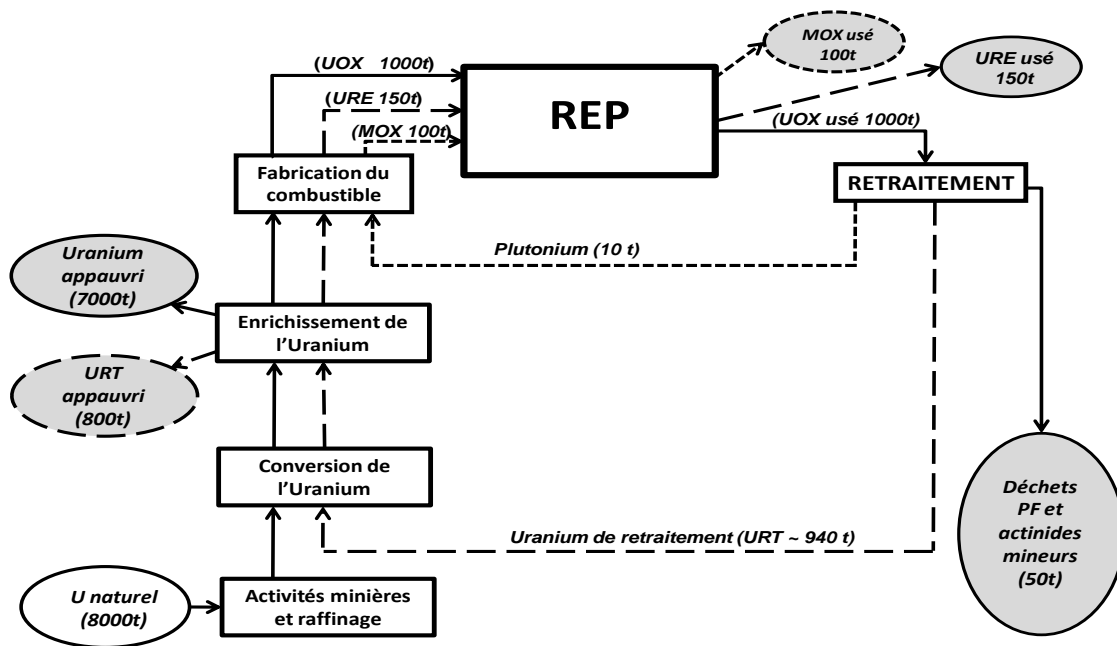


Figure 1 : Flux annuels de matières pour 430 TWhe/an dans un parc de REP avec monorecyclage du plutonium (CEA-EDF-Areva ; données 2010)

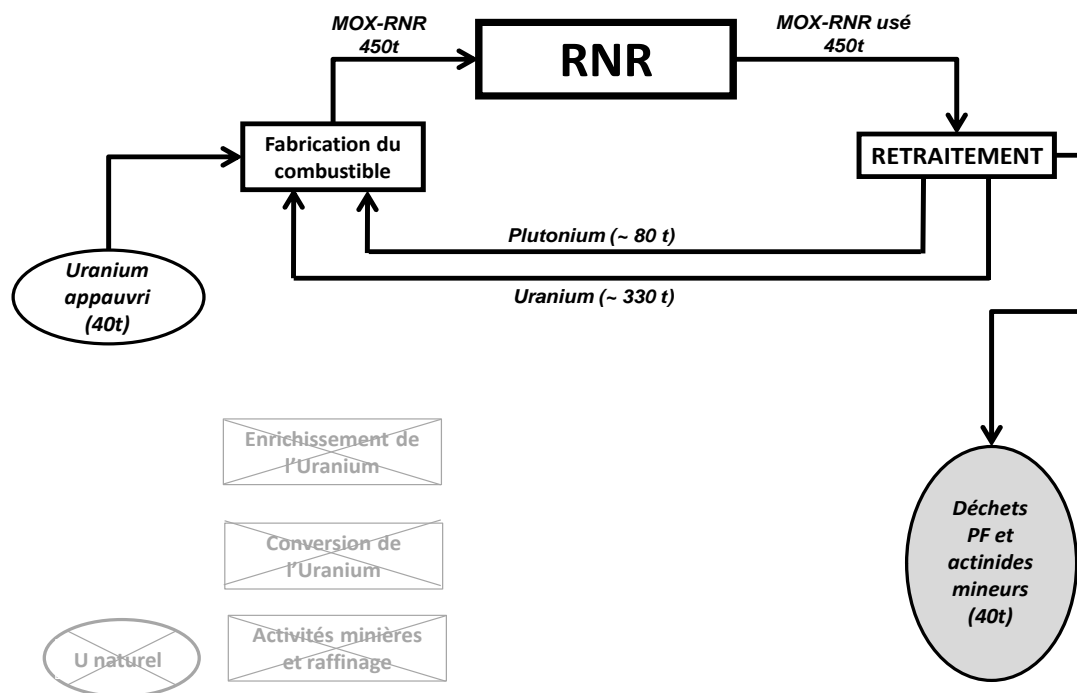


Figure 2 : Flux annuels de matières pour 430 TWhe/an dans un parc de RNR avec multirecyclage du plutonium (CEA-EDF-Areva ; données 2010)

Un parc de RNR permet donc d'optimiser la gestion des matières nucléaires : consommation du plutonium, utilisation de l'uranium appauvri, transmutation possible d'actinides mineurs. La nouveauté d'une telle gestion est que le retraitement "aval", rendu obligatoire, devient le maillon stratégique pour assurer le fonctionnement de la filière : l'amont du cycle dépend en totalité de l'aval (cf. figure 2). La faisabilité du retraitement en cycle fermé des nouveaux combustibles Mox de RNR, plus fortement chargés en plutonium que les Mox Rep, va donc être décisive pour alimenter en boucle la filière.

Dans son rapport précédent, la Commission avait recommandé de mettre les priorités d'E&R sur le réacteur prototype de RNR de 4^{ème} génération, Astrid²⁰, indispensable à la démonstration en vraie grandeur du multirecyclage du plutonium et de la transmutation d'actinides mineurs.

Cette année, la Commission attire l'attention sur le complément indispensable au programme Astrid, à savoir un pilote de retraitement qui serait capable de démontrer en vraie grandeur que le cycle fermé fonctionne en autonomie, le réacteur Astrid étant alimenté par le retraitement de ses propres déchets. Astrid, avec le pilote de retraitement associé, se conçoivent alors comme les outils indissociables pour démontrer la faisabilité d'une filière durable de 4^{ème} génération.

Dans le présent chapitre, la Commission précise les différents points de cette analyse en s'appuyant successivement sur l'état d'avancement du programme Astrid, les premiers résultats qui lui ont été présentés des études de scénarios, ceux concernant l'impact de la séparation-transmutation sur le stockage des déchets radioactifs, et enfin les E&R sur le cycle du combustible.

Par ailleurs, conformément à la loi, un point sera fait sur l'état actuel des E&R concernant les ADS²¹, solution de transmutation des déchets dont les scénarios actuels montrent notamment l'intérêt à l'arrêt du nucléaire de fission.

2.2. STRATÉGIE DE SÉPARATION - TRANSMUTATION

Le combustible utilisé UOX (oxyde d'uranium enrichi) des réacteurs nucléaires REP contient une proportion importante d'uranium, du plutonium et de nombreux autres éléments radiotoxiques (produits de fission et actinides mineurs). Actuellement, son retraitement consiste à extraire l'uranium et le plutonium pour fabriquer du combustible Mox ou UOX (oxyde d'uranium de retraitement réenrichi). Les autres éléments, produits de fission et actinides mineurs, sont vitrifiés et constituent les déchets HAVL.

La transmutation des radionucléides à vie longue les plus radiotoxiques faciliterait, *a priori*, la gestion des déchets à très long terme. Pour cela, il faut aller au-delà de la simple séparation actuelle du plutonium et de l'uranium. Les E&R conduites dans plusieurs pays, notamment en France, ont montré que la stratégie de séparation-transmutation ne pourrait être efficacement mise en place qu'en recyclant le plutonium et les actinides mineurs dans des réacteurs à neutrons rapides (RNR). Seuls les produits de fission iraient aux déchets. Les E&R ont aussi montré que les avantages attendus de la séparation-transmutation sont à mettre au regard des grandes difficultés à manipuler d'importantes

²⁰ Astrid : Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration.

²¹ ADS : Accelerator Driven System : ce système comprend un accélérateur, une cible de spallation et un réacteur nucléaire sous-critique.

quantités de matière radioactive dans le cycle du combustible associé aux RNR, qu'ils recyclent seulement le plutonium ou l'ensemble plutonium et actinides mineurs.

En France, la stratégie de séparation-transmutation ne concerne pas le combustible utilisé des REP du parc actuel : tous les déchets MAVL et HAVL produits par ce parc sont destinés au stockage géologique actuellement à l'étude. Cette stratégie ne peut être mise en œuvre que dans un parc comprenant des RNR ou des ADS et de nombreuses difficultés restent à résoudre.

Dans son rapport n° 3 (2009), la Commission a présenté l'état des E&R en séparation-transmutation, qui sont coordonnées par le CEA. Celles-ci concernent deux domaines, le recyclage du plutonium et d'actinides mineurs en RNR et le cycle du combustible associé (séparation/conversion des éléments recyclables, fabrication des assemblages de combustibles ou des cibles, conditionnement des déchets). Le prototype Astrid doit permettre de tester la transmutation des actinides et, selon la loi de 2006, entrer en service avant la fin de 2020. La Commission attache beaucoup d'importance à la cohérence d'ensemble du rapport, que le CEA doit remettre au Gouvernement fin 2012, sur les perspectives de mise en œuvre industrielle de la séparation-transmutation. Elle a aussi recommandé au CEA de porter une grande attention sur les scénarios de mise en œuvre de la séparation-transmutation pour en dégager les avantages et les difficultés auxquelles il faut s'attendre.

Dans tous ces domaines, le CEA a recentré ses activités et collaborations ; il a ainsi pris en compte les recommandations de la Commission. Dans ce qui suit, la Commission présente ses nouvelles recommandations, certaines de ses évaluations étant détaillées dans plusieurs annexes.

2.3. PROGRAMME ASTRID

29

2.3.1. Réacteur Astrid

La construction du prototype de réacteur à neutrons rapides Astrid implique des choix sur le réacteur et sur les installations associées actuellement envisagées (cf. annexe 6).

Le projet du réacteur Astrid intègre le retour d'expérience des réacteurs Phénix, Superphénix et les études sur l'EFR²². Le CEA ne souhaite pas qu'on retarde trop la construction d'Astrid, sous peine de perdre les compétences héritées de la construction des RNR français et des études du projet EFR. L'avant-projet est présenté en deux phases, séparées par l'échéance de 2012. La première s'impose pour approfondir les échanges avec l'Autorité de sûreté nucléaire sur les grandes orientations de sûreté et limitera, en 2012, le dossier de sûreté d'Astrid à des orientations. Le choix du concept de réacteur, arrêté sur la base des résultats techniques, tiendra compte des prévisions de scénarios technico-économiques (coût de l'investissement, planification des étapes suivantes). La période 2012 à 2014 sera consacrée à la rédaction du dossier final de sûreté.

Le CEA ne remet pas en cause, comme scénario de travail, la date de 2020 pour la mise en service d'Astrid ; pour sa part, EDF évalue à 3 ans, à partir de 2014, la durée de rédaction de l'avant-projet détaillé et n'envisage pas la construction du réacteur avant 2020.

Compte tenu du souhait de développer un prototype innovant et des impératifs de sûreté, la Commission redoute que la mise en service d'Astrid ne puisse avoir lieu avant la fin de 2020.

²² European Fast Reactor.

Les E&R sur le réacteur nécessitent la rénovation d'installations technologiques de tests des composants qui ont commencé en 2010. Les installations actuellement associées à Astrid sont un atelier de fabrication du combustible (AFC) nourricier du réacteur, à la Hague, et un atelier de fabrication (ALFA) d'aiguilles chargées en actinides mineurs, à Marcoule. Le programme Astrid prévoit la rédaction d'un avant-projet sommaire de l'AFC pour 2011 et celle d'un avant-projet détaillé pour 2013. L'atelier AFC devrait entrer en fonctionnement en 2017.

La Commission constate que ce calendrier est quant à lui cohérent avec la date de 2020.

Selon la loi, l'échéance de 2012 appelle l'examen du rapport que doit remettre le CEA sur les perspectives industrielles de la séparation-transmutation. La Commission considère que la mise en service du réacteur Astrid conformément à la loi doit rester la priorité du CEA. La Commission réaffirme que ne pas construire Astrid réduirait à zéro le programme de séparation-transmutation alors que la poursuite du programme laisserait ouvertes les deux possibilités : résoudre le problème de la ressource en multirecyclant le plutonium, et contribuer à réduire la nocivité à long terme des déchets en transmutant un ou plusieurs actinides mineurs.

La période 2010-2012 sera une étape importante de planification. Pour atteindre les objectifs fixés par la loi, le programme "Astrid", défini dans le cadre d'une collaboration tripartite entre le CEA, EDF et Areva, résulte d'un compromis entre deux points de vue. EDF, dans son rôle d'industriel, souhaite la réalisation d'un prototype qui teste la sûreté et les performances en exploitation d'une filière commerciale. Le CEA, dans son rôle d'organisme de R&D, souhaite aussi tester la transmutation de quantités significatives d'actinides mineurs.

Dans le souci d'une clarification qui permette des choix, la Commission estime nécessaire de distinguer, dans le rapport de 2012, les résultats des E&R sur les RNR-sodium multirecyclant le plutonium de ceux des E&R sur la séparation-transmutation des actinides mineurs. Par ailleurs, des évaluations économiques devront éclairer les implications réciproques et les limites qu'implique la poursuite simultanée des deux objectifs (projet industriel et transmutation) d'Astrid.

Sans sous-estimer les difficultés qu'ils amènent, la Commission souhaite que ces deux objectifs, démonstration de la sûreté et transmutation, soient poursuivis simultanément jusqu'en 2020. Elle attend que le CEA présente, d'ici à 2012 et en concertation avec ses partenaires, une stratégie claire pour les atteindre. Elle estime indispensable d'inclure ces deux aspects dans le cahier des charges d'Astrid.

2.3.2. E&R sur les RNR refroidis au sodium

Les RNR du futur doivent innover sur plusieurs plans. Les retours d'expériences de Phénix et Superphénix, dont la synthèse et la documentation ont été remarquablement menées à bien, montrent que sur les futurs RNR, les performances en opération, la compétitivité économique et la sûreté doivent être considérablement améliorées par des simplifications mais aussi par de véritables ruptures technologiques. De 2007 à 2009, 4 grands domaines d'innovation ont été explorés : l'acceptabilité du point de vue de la sûreté, le coût d'investissement, l'exploitabilité et la gestion des ressources en matière fissile.

La Commission considère que les E&R sur les RNR refroidis au sodium avancent correctement et elle est très favorablement impressionnée par le niveau et l'étendue du travail déjà mené. Les E&R conduites dans ce sens ont porté sur un réacteur de taille commerciale (1500 MWe). Astrid, prototype dont la puissance n'excédera probablement pas 600 MWe, fournira sans doute l'opportunité de tester certaines options innovantes de ces E&R. Toutefois, il est difficile de savoir ce qui, dans tel ou tel projet ou résultat, est d'ores et déjà projetable sur Astrid. La Commission recommande, eu égard à la proximité de l'échéance des choix pour Astrid, qu'on énonce dès maintenant quelles options retenues sur le modèle commercial pourraient être testées sur Astrid.

Un domaine important est d'une part celui des matériaux métalliques pour le gainage du combustible et la structure du réacteur et, d'autre part celui des matériaux céramiques pour les combustibles et les cibles de transmutation. Tous doivent avoir des propriétés exceptionnelles, bien identifiées, de comportement sous irradiation, à haute température et pendant une soixantaine d'années, pour ceux de structure au moins. Ces propriétés sont largement supérieures à celles imposées à Phénix. Le programme d'E&R en cours sur les matériaux métalliques semble couvrir convenablement l'ensemble des besoins. Toutefois les résultats de ces E&R n'auront que peu d'influence sur Astrid qui sera construit avec des matériaux déjà connus ou dont le développement est sur le point d'aboutir.

Comme la Commission l'a déjà souligné dans ses rapports n° 2 et n° 3 (2008 et 2009, respectivement), il est selon elle crucial que les projets de construction de réacteurs rapides refroidis au sodium, et notamment Astrid, puissent bénéficier d'innovations majeures dans le domaine des matériaux. En particulier, la Commission est favorable à toute action de recherche coopérative sur la mise au point et le développement d'aciers ODS pour les gainages de combustible (cf. annexe 6) qui associerait des équipes universitaires au CEA et aux industriels du nucléaire.

31

Enfin, le combustible nourricier d'Astrid doit être préparé dans l'AFC, à l'échelle de 5 à 10 tonnes par an à partir de 2017, par le procédé Coex²³-co-conversion. Cela demande la mise au point de technologies évolutives par rapport à l'usine Melox et des E&R de qualification du Mox-Coex puis des assemblages.

En ce qui concerne le combustible, la Commission considère que le calendrier est incertain en raison de l'absence actuelle de spécifications géométriques des aiguilles et assemblages d'Astrid. Elle souligne qu'à cette incertitude s'ajoute celle associée à la validation des procédés de co-précipitation/co-conversion.

Le choix du combustible ou de cibles, chargés d'actinides mineurs pour transmuter ceux-ci, passe par plusieurs étapes dont les dernières, irradiation d'aiguilles contenant des centaines de grammes d'actinides mineurs (voire des kilogrammes à l'échelle de l'assemblage) ne pourront être franchies qu'au moyen d'irradiations réalisées à l'aide d'Astrid. La préparation des aiguilles demandera le fonctionnement de l'atelier Alfa (Atalante ligne de fabrication de combustibles porteurs d'actinides mineurs) avec une capacité de 1 à 5 kg/an d'oxydes. L'installation Alfa aura à répondre rapidement à une très grande diversité de demandes et à fournir également un banc d'essai pour la télé-fabrication. Un projet d'installation est esquissé : dans un premier temps, seul de l'américium serait utilisé.

²³ Procédé de co-extraction de l'ensemble des actinides mineurs.

La taille de l'atelier Alfa ne suffira pas à tester, par exemple, l'auto-transmutation de l'américium produit dans Astrid, qui nécessiterait de mettre en œuvre des dizaines de kg d'américium par an. Aucune expérience sur le curium n'est prévue dans Alfa à court ou moyen terme. Son couplage avec la cellule CBP²⁴ d'Atalante permettrait de tester le recyclage des actinides (uranium, plutonium, américium et curium) après passage dans Astrid.

La Commission considère le projet Alfa essentiel aux E&R en séparation-transmutation des actinides mineurs. Elle recommande, même si l'échéance de sa construction apparaît lointaine dans le programme Astrid, que son étude soit activement poursuivie, en tenant compte du plan de charge d'Atalante et de possibles collaborations internationales.

Les irradiations en neutrons rapides nécessaires pour qualifier le recyclage homogène (expérience Gacid²⁵) se sont heurtées à l'indisponibilité des réacteurs japonais. Les ambitions ont été réduites. Gacid se limite maintenant à l'irradiation d'aiguilles aux échéances de 2015, 2020 et 2025. Un premier assemblage pourrait aussi être irradié dans Astrid. Pour tester le recyclage hétérogène et particulièrement en mode CCAM (couvertures chargées en actinides mineurs) les irradiations débiteront dans quelques réacteurs à haut flux mais en neutrons thermiques. Les résultats importants pour le choix de l'option de transmutation d'Astrid, n'arriveront qu'après l'échéance de 2012.

La Commission a déjà recommandé d'approfondir les E&R sur le mode de transmutation en CCAM qui paraît particulièrement attrayant. Elle renouvelle sa recommandation afin que les connaissances sur l'oxyde d'uranium très chargé en américium (ou en plutonium et américium) irradié par des neutrons, soient portées au niveau de celles des autres matériaux pour combustibles ou cibles de transmutation.

32

En 2012, le CEA disposera par contre de nombreux résultats d'irradiations, en recyclages homogène et hétérogène²⁶, parce qu'elles ont été engagées depuis très longtemps. La Commission suggère que le document les présentant soit un bilan exhaustif et clair (conditions et résultats) ; ce document sera particulièrement utile.

Pour ce qui concerne le programme Astrid la Commission aboutit aux conclusions suivantes :

La démarche présentée sur le développement du programme Astrid jusqu'en 2014 et au-delà, est une démarche progressive, par étapes. Elle vise des innovations pour le réacteur aussi bien que pour les combustibles ou cibles de transmutation, et va jusqu'à évoquer la démonstration de la séparation-transmutation à une échelle quasi-industrielle après 2020. Toutefois, la présentation à la Commission des caractéristiques d'un cœur de 1 500 MWe, alors que la puissance du prototype serait voisine de 600 MWe, a conduit à un certain flou dans l'identification des innovations qui pourraient être testées sur Astrid. Cette ambiguïté devra être levée rapidement.

²⁴ Chaîne blindée procédés.

²⁵ Global Actinide Cycle International Demonstration (cf. annexe 10).

²⁶ En mode homogène, les actinides mineurs sont dilués à hauteur de quelques % dans le combustible ; en mode hétérogène, les actinides mineurs sont disposés dans des aiguilles cibles ou des couvertures chargées (concept CCAM), avec des teneurs allant jusqu'à 20 % au plus d'actinides mineurs).

Les E&R sur les composants du réacteur et les diverses possibilités de transmutation seront en 2012 à des stades différents. La Commission note que certains aspects n'auront pas été couverts, comme la transmutation du curium et le multirecyclage des éléments à transmuter.

La Commission considère qu'il manque le volet du retraitement du combustible Mox RNR (voir § 5) dans le programme Astrid. Si le programme prend bien en compte la fabrication du combustible nourricier et de cibles de transmutation, il n'aborde pas la question du retraitement qui sera nécessaire à la fermeture d'un cycle de RNR de la dimension d'Astrid.

En effet le retraitement du Mox RNR va entraîner des flux d'actinides sans communes mesures avec les centaines de kg manipulés annuellement à La Hague. Le problème des risques de criticité va se poser de façon plus aigüe avec un Mox plus riche en plutonium. A cet égard, il convient de noter que les usines actuelles de la Hague fonctionnent avec des géométries d'appareil qui n'ont pas été conçues pour cette opération. D'où l'importance d'un pilote conçu spécifiquement pour retraiter ce type de combustible.

La Commission recommande qu'à l'intérieur du programme Astrid, tel qu'il est actuellement présenté, un volet dédié à un pilote de retraitement du combustible Mox d'Astrid soit développé afin de s'assurer en temps voulu, soit quelques années après Astrid, que le cycle amont-aval, caractéristique du multirecyclage, est correctement bouclé.

2.4. SCÉNARIOS DE DÉVELOPPEMENT DE PARCS NUCLÉAIRES ET CONSÉQUENCES

33

L'évaluation des scénarios et les réflexions de la Commission sont données en annexe 5.

2.4.1. Place des scénarios dans les E&R

La Commission a plusieurs fois affirmé l'importance qu'elle donnait aux deux questions suivantes :

- la transmutation des actinides mineurs permettrait-elle de réduire (et si oui, en quelles proportions) l'emprise d'un site de stockage souterrain de déchets HAVL-MAVL ?
- la transmutation des actinides mineurs permettrait-elle de mettre en œuvre une gestion des matières nucléaires qui réduise leur stock et leur inventaire dans le cycle du combustible ?

Un groupe de travail (groupe de travail technico-économie et scénarios, ou GT-TES) regroupant le CEA, EDF, Areva, et mis en place en 2007, analyse les conséquences techniques et économiques qu'aurait la transmutation des actinides mineurs. Les scénarios envisagés supposent le déploiement, à partir de 2040, d'un parc de réacteurs RNR refroidis au sodium et servent de support aux E&R. Ce ne sont pas des scénarios inscrits dans des décisions industrielles : la seule hypothèse industrielle sur laquelle ils s'appuient est le renouvellement de la moitié du parc actuel par des réacteurs EPR. Ils sont bâtis sur les concepts techniques du moment, même si les temps caractéristiques du nucléaire sont suffisamment longs pour que des avancées importantes puissent se produire avant les échéances considérées.

Jusqu'à présent, le GT-TES a considéré que le parc actuel de réacteurs sera renouvelé à capacité totale constante, produisant 430 TWhe/an avec une puissance de 60 GWe. Les 2/3 de cette puissance seraient déployés avec des EPR entre 2020 et 2040, et des RNR ajouteraient 20 GWe entre 2040 et 2050 au rythme de 2 GWe/an. Lorsque les premiers EPR arriveraient en fin de vie, vers 2080, 40 GWe seraient mis en service au même rythme, via un second ensemble de RNR pour aboutir vers 2100 à un parc de 60 GWe entièrement constitué de RNR.

Le plutonium nécessaire à l'alimentation du premier ensemble de RNR sera séparé du combustible usé des EPR et des premiers RNR. Le second déploiement implique de réduire le temps de refroidissement du combustible usé à environ 3,5 ans, et peut-être même d'utiliser du plutonium produit dans d'éventuelles couvertures fertiles des premiers RNR mis en service.

Sur l'intervalle 2020-2100, 3 usines successives de retraitement extrairaient l'uranium et le plutonium, ainsi qu'éventuellement des actinides mineurs du combustible usé. Les scénarios montrent que pour déployer le parc de RNR, ces usines devront offrir, sur une durée d'au moins 55 ans (comprenant les périodes transitoires 2020-2050 et 2080-2100, caractérisées par une brusque augmentation dans la production d'actinides mineurs séparés), une capacité maximale d'environ 1 100 t/an. Quand tout le parc sera constitué de RNR, cette capacité devra être maintenue à 500 t/an.

Le GT-TES a présenté à la Commission quelques scénarios extrêmes :

- ❖ déploiement d'un parc sans autre transmutation que le multi-recyclage du plutonium ;
- ❖ déploiement d'un parc avec transmutation de l'américium ou de la totalité des actinides mineurs ;
- ❖ enfin déploiement d'un parc avec transmutation en ADS.

Pour chacun de ces scénarios, le GT-TES a présenté les bilans matières (plutonium et actinides mineurs dans le cycle et dans les déchets) et décrit les conséquences sur les opérations du cycle, le fonctionnement des réacteurs et les coûts. D'autres situations, comme la mise en œuvre progressive de la transmutation et la résorption de l'en-cours après arrêt du parc de RNR, l'augmentation de la puissance installée, la présence de couvertures fertiles, ainsi que des études de sensibilité et des évaluations de la disponibilité des réacteurs, des risques industriels et de l'impact sur les ressources naturelles sont en cours. Le groupe de travail promet un rapport complet pour 2012.

La Commission attire dès maintenant l'attention sur le fait que la production de la totalité du plutonium nécessaire au déploiement des RNR sera techniquement difficile et nécessitera des investissements importants.

2.4.2 Principaux résultats et enseignements

Sans transmuter les actinides mineurs, un parc de RNR peut atteindre l'équilibre entre production et destruction du plutonium vers 2100. L'ensemble des réacteurs contient alors environ 900 t de plutonium. Le bilan total d'un siècle de retraitement aura alors été de confiner 7,5 t de plutonium (déchets au cours des opérations de retraitement) et 385 t d'actinides mineurs mis en stockage géologique. Si les actinides mineurs sont transmutés, la situation du parc à l'équilibre diffère suivant le mode de transmutation (homogène ou hétérogène). Comparé au multirecyclage du plutonium seul, la quantité de plutonium présente dans le cycle est d'environ 1 000 t avec une centaine de tonnes d'actinides mineurs.

Dans le cas où la transmutation fait appel à des ADS, et dans l'attente du rapport final du projet intégré européen Eurotrans (cf. chapitre 3 du présent rapport), la transmutation conduirait à des bilans proches de ceux donnés ci-dessus.

Tous les scénarios envisagés confirment une réduction de la radiotoxicité à long terme. Par contre, la puissance thermique des assemblages de combustibles neuf et usé croît au cours de la mise en œuvre de la transmutation, d'où de sérieux problèmes de thermique lors du transport et de la manutention de ces assemblages. Les difficultés au stade de la fabrication des assemblages sont allégées en ne transmutant pas le curium, très radioactif et émetteur de neutrons. Même dans ce cas, des dispositifs renforcés de radioprotection et de télé-opération devront être mis en œuvre.

A l'avenir, EDF souhaite que les E&R sur les scénarios intègrent le tempo d'un déploiement industriel de RNR purement électrogènes, suivi de l'introduction progressive de la transmutation qu'EDF souhaite limiter à celle de l'américium. Une telle démarche serait plus progressive et EDF la présente favorablement.

Areva, comme EDF, souhaite également des scénarios plus réalistes que ceux présentés aujourd'hui, s'appuyant sur le retour d'expérience du monorecyclage du plutonium en REP ; les études devront permettre d'examiner attentivement les changements pour les usines du cycle, qu'entraînera le retraitement du Mox-EPR puis du Mox-RNR. Le rythme de déploiement des RNR, à la cadence de 2 GWe/an, lui semble d'ores et déjà difficile à tenir.

La Commission a déjà attiré l'attention sur les difficultés techniques qui accompagneraient la mise en œuvre de la séparation-transmutation. Les premières données des E&R sur les scénarios éclairent l'ampleur des dispositifs, voire des innovations, qui seront nécessaires pour surmonter ces difficultés (réacteurs, fabrication, manutention, transport et traitement du combustible). Elles jettent de sérieux doutes sur certains scénarios (par exemple, la transmutation du curium, l'introduction des ADS). De façon générale, l'état actuel des E&R permet rarement de situer, pour un problème donné, les difficultés au plan technique ou au plan financier.

La Commission recommande que le dossier 2012 complète l'ensemble des scénarios de déploiement, précise la durée des transitoires vers un parc à 100 % de RNR et les quantités de plutonium disponible qui les accompagnent, éclaire les points techniques les plus durs, tant sur les réacteurs que sur le cycle, enfin explicite clairement les avantages de la transmutation et son impact sur le fonctionnement d'un parc électrogène. La Commission a apprécié positivement d'avoir pu entendre les premiers résultats de ce travail.

Les premières données montrent que nous disposons d'ores et déjà d'un stock considérable d'uranium appauvri produit par la filière REP. Ce stock est très supérieur à la quantité nécessaire à la mise en œuvre d'un parc de RNR qui par ailleurs ne conduit pas à la production d'uranium appauvri.

La Commission recommande que chaque scénario soit accompagné d'un bilan global en uranium appauvri afin de pouvoir statuer sur le devenir de cet uranium.

2.4.3. Données économiques

Des données économiques comparatives ont été présentées à la Commission par l'Institut I-Tésé du CEA en référence à un parc de RNR qui ne transmuteraient pas les actinides mineurs. La décomposition des postes sur le prix du kWh_e semble bien établie : 37 % pour le retraitement, 54 % pour la fabrication et les 9 % restants pour des dépenses futures (effet de l'actualisation). La transmutation des actinides mineurs en RNR augmenterait les deux premiers postes de 100 % et de 50 % respectivement. Au total, la transmutation augmenterait le coût du kWh_e de 10 % si on fait appel à des RNR et de 20 % avec des ADS. Toutes ces estimations restent associées à des incertitudes considérables et ne donnent pas d'indications sur les coûts de gestion des déchets.

EDF craint que les études économiques n'intègrent qu'une partie du risque et préférerait des fourchettes de coûts et une analyse coûts-bénéfices.

I-Tésé a également présenté une projection quantitative des dépenses brutes annuelles à venir jusqu'en 2150. Il précise que ces dépenses atteindraient 500 à 1 000 M€/an dès 2040 pour la transmutation en parc de RNR, explosant pour la transmutation en ADS à hauteur de 4 500 M€/an en 2100 pour un parc à l'équilibre.

2.5. IMPACT DE LA SÉPARATION-TRANSMUTATION SUR L'EMPRISE DU STOCKAGE GÉOLOGIQUE

Les scénarios permettent d'évaluer l'impact de la séparation-transmutation sur l'emprise du stockage des déchets issus d'un parc multirecyclant le plutonium et transmutant les actinides mineurs. D'autres aspects de l'impact sont traités dans le chapitre 1 du présent rapport. Pour estimer les emprises souterraines des sites et leurs coûts, le CEA et l'Andra ont examiné dans 3 scénarios (multirecyclage du plutonium, transmutation de l'américium seul, transmutation de tous les actinides mineurs, entre 2040 et 2150) le nombre de colis attendus et leur dépôt dans un ou deux stockages, succédant à celui qui devrait s'ouvrir vers 2025, après 70 ou 120 ans d'entreposage.

Les colis primaires de déchets vitrifiés (CSD-V²⁷) doivent respecter deux limites opérationnelles : teneur maximale en émetteurs alpha et teneur maximale en produits de fission et en actinides ; leur nombre, proche de 100 000 dépend peu des scénarios. Le paramètre déterminant pour le stockage est la thermique de ces colis. Les flux de production diffèrent selon la période (transitoire et équilibre) mais les chronologies sont bien établies.

Le concept des futurs stockages est identique à celui du stockage étudié dans le Callovo-Oxfordien de Meuse/Haute Marne. Pour les déchets issus du multirecyclage du plutonium et renfermant des produits de fission et des actinides mineurs, il faudrait doubler la durabilité du surconteneur des CSD-V pour passer la phase thermique qui serait plus longue (2 300 ans) que celle associée aux déchets produits actuellement (1 000 ans). Un premier stockage correspondrait aux déchets de la période 2040-2100 (transition entre le parc actuel et le parc à 100 % de RNR) et un second (ou l'extension du premier) à la période 2100-2150 (parc RNR à l'équilibre). Pour chaque configuration de stockage envisagée par l'Andra, la transmutation de l'américium ou celle des actinides mineurs réduirait d'un facteur 2 à 2,5 l'emprise de la zone HAVL, et de 30 à 40 % le volume excavé. Par ailleurs la durée de la phase thermique ne serait que de 200 ans. Une durée allongée d'entreposage diminuerait les emprises (par exemple, 60 % pour les colis ne renfermant que les produits de fission). Le scénario impliquant la séparation-transmutation des actinides mineurs et un entreposage durant 120 ans des colis de verres avant stockage permettrait d'atteindre les limites de compacité du concept actuel de stockage géologique. Les coûts, proportionnels aux volumes excavés, ne sont pas encore chiffrés par l'Andra.

²⁷ Conteneurs standards de déchets vitrifiés.

La Commission considère que les résultats présentés cette année sur l'impact de la séparation-transmutation sur le stockage apportent des premiers éléments quantitatifs. Les E&R doivent être poursuivies selon la même méthodologie sur les scénarios manquants et mieux cerner les projections en affinant les valeurs des emprises souterraines. D'ores et déjà, on peut retenir que les gains apportés par la séparation-transmutation sur l'emprise des stockages, pour une durée d'entreposage des colis de verre de 70 ans, seraient voisins d'un facteur 2, comparé au stockage des déchets d'un parc de RNR ne transmutant pas les actinides mineurs. Mais ces chiffres seraient pleinement illustrés par une comparaison rigoureuse avec le stockage tel qu'il est envisagé en 2025 pour les déchets du parc actuel.

La Commission recommande de poursuivre en particulier les E&R en liaison avec les situations qui paraissent aujourd'hui les plus réalistes pour le cycle du combustible (mise en œuvre progressive de la transmutation de l'américium).

La Commission note que la thermique des déchets est la contrainte majeure sur l'extension du concept actuel de stockage, lorsqu'on recherche la compacité maximale compatible avec la limite supérieure de 90 °C en peau externe de chemisage au contact de l'argile. La Commission recommande toutefois d'analyser d'autres concepts compatibles avec la mise en œuvre de la séparation-transmutation, comme par exemple, la diminution de cette limite thermique si elle devait permettre de réduire l'endommagement de la roche au prix d'un faible accroissement de l'emprise du stockage.

2.6. CYCLE DU COMBUSTIBLE

2.6.1. Retraitement du combustible Mox

Au moment du lancement des RNR, le stock de plutonium français sera essentiellement constitué par les assemblages de combustible usé Mox-REP entreposés en piscine. Cet entreposage ne pose pas de problème. Si le lancement des RNR a lieu vers 2040 comme annoncé, les assemblages Mox devront être retraités dès 2035 dans l'usine de la Hague qui est dimensionnée pour le retraitement des assemblages UOX. La Commission a souhaité avoir des informations sur les possibilités d'alimenter en plutonium les premiers RNR compte tenu du retour d'expériences français et a tenu à s'assurer que les E&R pour pallier d'éventuelles difficultés étaient engagées ou envisagées.

La Commission a également souhaité connaître les difficultés attendues du retraitement des assemblages de combustible usé Mox-RNR, lorsqu'on en sera à multirecycler le plutonium et les actinides mineurs, en cas de mise en œuvre de la stratégie de séparation-transmutation.

L'annexe 7 traite ces points en détail.

Le retraitement des assemblages de combustible usé Mox-REP bénéficie d'un retour d'expériences de plusieurs campagnes à la Hague portant sur une soixantaine de tonnes de combustible. Areva n'envisage pas de nouvelle campagne de démonstration industrielle. Sous réserve que le combustible Mox-REP frais réponde à certaines spécifications, ce qui est le cas, le retraitement du combustible irradié ne pose pas de problème. Cependant, pour des raisons de contrôle de la criticité, la cadence de retraitement du Mox n'est que la moitié de celle des assemblages UOX. Pour respecter la limite opérationnelle d'incorporation d'activité alpha dans les colis CSD-V, les solutions à vitrifier doivent être

diluées avec d'autres solutions du même type. Le volume des déchets HAVL s'en trouve augmenté, comparé à celui du retraitement du combustible UOX.

La Commission prend acte que le retraitement des assemblages de combustible usé Mox-REP pourrait commencer dans l'usine UP2 800 de la Hague et ne constituerait pas un handicap au lancement des premiers RNR.

Le retour d'expériences du retraitement des assemblages de combustible usé Mox-RNR a porté sur plusieurs dizaines de tonnes, à une cadence de quelques tonnes par an. Il a permis d'identifier les difficultés. Hormis le cisailage d'assemblages Mox-RNR très différents de ceux des Mox-REP, ces difficultés sont celles du retraitement du Mox-REP, amplifiées par les teneurs plus élevées en plutonium, produits de fission et actinides mineurs.

La Commission a pris connaissance de données du retraitement des assemblages de combustible usé Mox-RNR. Le retour d'expériences français montre qu'on pourrait maîtriser toutes les étapes de ce retraitement dans de nouvelles usines, bien que subsistent de nombreuses interrogations, tant de nature technologique que fondamentale. La Commission recommande de développer les études fondamentales sur le retraitement du Mox-RNR en vue de préparer le lancement d'un pilote de retraitement associé à Astrid.

2.6.2. Séparation/conversion pour la transmutation

Les E&R dans ce domaine se déroulent bien, tant au niveau fondamental qu'au niveau des procédés (Ganex, Diamex-Sanex, ExAm). A partir des solutions de dissolution du combustible usé, Ganex vise la séparation groupée des actinides, du plutonium au curium ; Diamex-Sanex permet la séparation du neptunium, de l'américium et du curium ; ExAm est le procédé pour l'extraction du seul américium. La co-conversion des actinides doit conduire aux céramiques destinées à fabriquer des combustibles ou des cibles de transmutation. L'évaluation détaillée des E&R est donnée dans l'annexe 8.

Le procédé ExAm a été récemment validé par un essai sur une solution issue du procédé Purex ; tous les procédés de séparation des actinides mineurs ont donc été testés. D'ici à 2012, certains procédés seront probablement optimisés. D'ores et déjà, pour ce qui concerne l'évaluation de la mise en œuvre industrielle, des avancées incontestables ont été réalisées. Le CEA a montré que la conduite délicate des procédés en aval de Purex peut être assurée par des mesures en temps réel. C'est un point important à consolider. Les prévisions des performances des essais fondées sur des codes de simulation sont en général bien vérifiées par les mesures, ce qui montre que la modélisation empirique des procédés est correcte, et qu'ils peuvent être transposés et optimisés au cas industriel. Le recyclage des solvants est pratiquement au point. Les E&R sur le passage des solutions d'actinides issues de la séparation à celles pour la co-précipitation sont en cours, pour conduire par co-conversion aux meilleurs oxydes mixtes. Le schéma de gestion des effluents n'est pour l'instant que partiel.

En 2011-2012, pour montrer la possibilité d'enchaîner des opérations de séparation et de co-conversion, le CEA envisage un essai sur quelques kilogrammes de combustible usé, allant de la dissolution à la préparation de quelques pastilles d'oxyde mixte d'uranium et d'américium. Au cours de cet essai, seraient testés : la dissolution-clarification, les procédés Coex et ExAm, la concentration de la solution d'américium, la co-précipitation d'oxalate mixte d'uranium et d'américium, et la calcination-frittage de l'oxalate.

Le CEA écarte actuellement le projet d'avoir des résultats expérimentaux directs sur du combustible RNR et le multirecyclage, ce que permettrait un pilote de retraitement. Seules, des indications de transposition seront acquises.

La Commission considère que les E&R en séparation-co-conversion sont poursuivies avec l'ambition de présenter en 2012 des résultats consolidés, permettant d'apprécier sur des bases scientifiques les possibilités d'industrialisation. Elle recommande de conduire aussi loin que possible les E&R s'écartant de celles du cœur des procédés, afin de lever toute interrogation sur la gestion des réactifs et effluents. La Commission recommande de démontrer le caractère complet des opérations de séparation et de co-conversion. Pour ce qui concerne les procédés, elle recommande de poursuivre, voire d'amplifier, les E&R sur l'identification des espèces rencontrées dans les systèmes biphasés et des mécanismes en jeu. Cela permettra de conforter les modèles empiriques et, à terme, de les compléter par des modèles plus fondamentaux pour améliorer les prévisions en séparation.

Chapitre 3

AUTRES ACTIONS NATIONALES & PANORAMA INTERNATIONAL

3.1. AUTRES ACTIONS NATIONALES

3.1.1. Les actions du CNRS dans le cadre Pacen

▪ Le programme Pacen (Programme sur l'aval du cycle et la production d'énergie nucléaire)

Le programme Pacen du CNRS coordonne les travaux de 6 groupes nationaux de recherche (GNR) et 4 programmes communs de recherche (PCR), structures internes au CNRS pour explorer des options hors stratégie nationale. Les travaux de ces derniers portent sur la R&D accélérateurs, les applications nucléaires des sels fondus, l'action en sciences humaines et sociales sur le nucléaire, enfin la géologie/géochimie de l'uranium et du thorium. Les activités des GNR et des PCR sont extrêmement soutenues. Les travaux actuels dans le domaine des sciences humaines et sociales portent sur :

- ❖ l'Allemagne, un laboratoire d'idées sur le nucléaire ;
- ❖ le "droit nucléaire" ;
- ❖ la caractérisation des matières nucléaires (géographie, droit, sociologie).

La Commission apprécie les efforts faits pour agréger des chercheurs en sciences humaines et sociales à la démarche de Pacen et l'insistance du CNRS à rappeler la mission SHS du programme.

40

Le GNR Gédépéon²⁸ a fourni un bilan de sa participation au projet intégré européen Eurotrans : design de l'accélérateur de référence, de la cible de spallation ; engagement dans le "Central Design Team" courant sur 2009-2012. Le CNRS est très engagé auprès du SCK-CEN de Mol pour l'étude détaillée du réacteur de recherche Myrrha. Il réalise le design de la ligne amenant le faisceau de protons à la cible de spallation et participe à la préparation d'un possible démarrage de la phase de construction de Myrrha (2012-2015 ?). Pour l'expérience Guinevere à Mol, inaugurée en avril 2010, le CNRS a fourni un accélérateur de deutons (noyaux du deutérium), capable de fonctionner en faisceau pulsé ou continu, qui est destiné à valider la méthode de contrôle en ligne de la réactivité d'un accélérateur sous-critique.

La Commission souligne que les conclusions du projet intégré Eurotrans terminé en 2007 n'ont toujours pas été remises à la Commission européenne. Elle regrette ce retard qui a démobilisé la communauté scientifique. Elle souhaite que le GNR Gédépéon puisse se recentrer sur les réacteurs critiques.

Le GNR Matinex²⁹ porte sur les études des matériaux céramiques des réacteurs du futur. La préparation et le contrôle des propriétés des carbures d'actinides ou d'éléments légers (Si, Zr, Ti) pour les réacteurs refroidis avec du gaz posent les problèmes les plus ardues (combustible, gaines pour plaques ou aiguilles).

²⁸ Gestion des déchets et production d'énergie par des options nouvelles.

²⁹ Matériaux innovants en conditions extrêmes.

Le GNR Paris³⁰ a une activité très amont dans les E&R concernant la séparation des actinides du combustible usé actuel, voire du futur, et la migration des éléments dans la géosphère. Il s'intéresse aux phénomènes se produisant aux interfaces de nombreux systèmes biphasés représentatifs du retraitement (voie aqueuse et sel fondu) et d'un stockage dans l'argilite très dégradée. L'ambition est la modélisation multi-échelles.

Le GNR Momas³¹, dans le cadre des travaux sur le stockage, vise à consolider les bases mathématiques des modèles physiques utilisés et à proposer des modèles et méthodes numériques pour les simulations et l'évaluation de leurs incertitudes. Le couplage avec l'Andra est étroit (benchmarks) ; le GNR participe au 7^{ème} PCRDT et contribue aussi aux grands codes de calcul. Momas a définitivement démontré qu'une discipline tenue pour relativement éloignée des réalités pratiques pouvait leur apporter une contribution utile.

Le GNR Forpro³² Il a accompagné l'effort de l'Andra pour la définition d'une zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) en lançant une action de recherche fondamentale dans le domaine des sciences de la Terre. Focalisée sur la compréhension des mécanismes de transfert d'eau, de gaz et de solutés au travers des formations peu perméables de l'est du bassin parisien, cette action comporte cinq axes de recherche : l'histoire géologique, hydrogéologique et structurale de la zone, l'origine de l'eau dans les formations peu perméables, les effets thermiques associés à l'enfouissement des sédiments, la migration des gaz dans les roches argileuses et le rôle des bactéries. Ces travaux ont largement bénéficié du forage profond au Trias réalisé par l'Andra et ont montré l'absence de liaison entre les eaux du Trias et les formations carbonatées de l'Oxfordien et du Dogger.

La Commission apprécie positivement le programme scientifique de Forpro II et le caractère innovant des approches analytiques menées par les équipes scientifiques. Elle regrette que les équipes académiques ne se soient pas mobilisées davantage pour présenter à l'ANR des projets de haute qualité qui auraient permis de pleinement bénéficier au plan fondamental de l'effort que l'Andra a mené pour réaliser le forage au Trias, profond de 2 000 mètres, et rapporter un matériel exceptionnel pour comprendre la géologie du Bassin de Paris.

41

Le GNR Trasse³³, créé en 2008, associe des équipes CNRS et universitaires à celles de l'IRSN pour étudier les transferts de radionucléides dans le sol, le sous-sol et vers les écosystèmes. Il comporte deux axes principaux : l'étude du transfert des radionucléides dans l'environnement depuis une tranchée utilisée pour stocker des déchets dans la zone d'exclusion de Tchernobyl ; l'analyse des capacités de confinement de la formation argileuse de la station expérimentale de Tournemire. Ce dernier axe prend en compte des courts-circuits éventuels susceptibles de favoriser le transfert des radionucléides vers la biosphère résultant de discontinuités naturelles d'origine tectonique ou de l'endommagement de la roche en raison du creusement des galeries. En complément, le retraitement des données sismiques 3D acquises dans la région de Tournemire en 2001 a été entrepris pour détecter des failles de faible rejet dans la formation d'argilite qui accueille la station expérimentale.

Les E&R conduites dans les GNR de Pacen sont structurellement très liées aux problèmes des acteurs de la loi Andra, CEA, EDF et Areva mais se situent en amont des préoccupations industrielles. Les résultats obtenus sont très généralement publiés dans les meilleurs journaux de la littérature scientifique. Cela donne une résonance aux travaux conduits suivant les deux axes de la loi de 2006. La Commission considère que cette forme de travail en commun intègre bien les aspects complémentaires des E&R qui doivent être conduites. Elle recommande que l'activité des GNR se poursuive.

³⁰ Physicochimie des actinides et des radionucléides aux interfaces et en solutions.

³¹ Modélisations mathématiques et simulations numériques liées aux problèmes de gestion des déchets nucléaires.

³² Formations géologiques profondes.

³³ Transfert des radionucléides dans le sol, le sous-sol et vers les écosystèmes.

La Commission suivra avec attention l'évolution du programme Pacen. La Commission ne souhaite pas que Pacen se dissolve dans un grand programme sur l'énergie. Elle considère en effet que les problèmes spécifiques des déchets nucléaires, sur lesquels le CNRS devrait travailler, sont encore nombreux. La Commission encourage les chercheurs du CNRS à se rapprocher toujours plus des autres grands acteurs du nucléaire.

3.1.2. Les actions de l'IRSN à Tournemire

▪ La station expérimentale IRSN de Tournemire

Pour faire suite à la demande de l'OPECST et à l'invitation de l'IRSN, une délégation de la Commission a effectué les 4 et 5 mai 2010 une visite de la station de Tournemire en vue d'actualiser la connaissance de la Commission sur les expérimentations qui y sont menées, sept ans après une précédente visite de la CNE1. Les choix des sujets d'E&R menées ou coordonnées par l'IRSN expriment bien le positionnement particulier de cet organisme, ici dans le contexte du stockage géologique. Elles sont destinées à conforter sa capacité à expertiser les démonstrations de sûreté des solutions de stockage souterrain proposées par l'Andra ; elles ont avant tout des visées méthodologiques d'une portée relativement générale : c'est le cas des analyses des discontinuités naturelles ou artificielles dans le massif argileux ou des études génériques sur les mécanismes de transport dans les argillites. S'y ajoutent des préoccupations de développements originaux en matière d'instrumentation et d'exploitation de mesures comme pour ce qui concerne l'interprétation des données de sismique 3D, et des études exploratoires susceptibles, le cas échéant, d'être relayées par l'Andra, comme les études de migration aux interfaces béton/argile ou fer/argile.

La Commission considère que le positionnement méthodologique de l'IRSN est pertinent. De nombreux points communs justifient l'intérêt, du point de vue du stockage géologique dans le Cox de Meuse/Haute-Marne, des études qui sont menées à Tournemire en parallèle à celles de l'Andra. Néanmoins, le massif d'argilite de Tournemire diffère de l'argilite du Cox sur certains points essentiels : contextes tectonique et hydrologique, état de contraintes dans le massif, raideur et fragilité de la roche, état de fracturation... Les résultats des observations et des mesures réalisées à Tournemire ne sont pas transposables tels quels à l'objet des études de l'Andra ou des autres organismes européens à Mol en Belgique et au Mont-Terri en Suisse.

Pour autant, à condition que l'intérêt pour les résultats acquis soit, dans chaque cas, apprécié précisément, la station de Tournemire représente sans aucun doute, au-delà du parti qu'en tirent l'IRSN et ses partenaires pour leurs besoins propres de recherche et de formation, une source d'informations et de connaissances, un banc d'essai de référence et une possibilité de comparaison d'un grand intérêt pour les E&R conduites par l'Andra et ses homologues européens. Soustraite aux contraintes d'une installation préindustrielle et bénéficiant de conditions particulières intéressantes (ancienneté plus que séculaire du creusement du tunnel, facilité d'accès aux galeries, exposition directe des parois sans nécessité de couverture par béton projeté...), la station présente des conditions favorables à une investigation approfondie. Par exemple, l'analyse des processus de formation de courts-circuits de circulation d'eau dans le système de discontinuités de Tournemire, la détermination des seuils de détectabilité par la sismique 2D et 3D de rejets de failles dans son massif d'argilite, l'étude des interactions fer/béton/argile, l'investigation des modes de fissuration ou des mécanismes de migration dans ce massif et l'analyse des performances des dispositifs de scellement d'une alvéole, ne peuvent qu'être bénéfiques à une compréhension et une maîtrise améliorées des conditions spécifiques de stockage géologique dans les formations argileuses.

En conclusion, la Commission apprécie très favorablement l'activité scientifique et technique de la station de Tournemire. Celle-ci contribue à la capacité d'expertise de l'IRSN. En outre, elle permet de nourrir l'information mutuelle entre l'IRSN, l'Andra et les organismes européens concernés par le stockage géologique des déchets radioactifs. La Commission considère que la participation des équipes de l'IRSN au GNR Trasse est une source de collaboration fructueuse avec les équipes universitaires. Elle note avec intérêt l'idée de l'IRSN d'offrir aux organismes européens intéressés un accès à la station de Tournemire pour leurs besoins de formation.

3.2. PANORAMA INTERNATIONAL

Les grandes lignes écrites l'an dernier restent valables ; le rapport ne décrit cette année que les aspects les plus récents. Par ailleurs, la Commission projette d'étudier l'an prochain le panorama en Chine et en Corée.

Une version actualisée du panorama, intégrant la version précédente et les éléments nouveaux, est jointe en annexe 10.

3.2.1. Cadre légal international

La gestion des déchets radioactifs, et par extension les E&R sur la gestion des déchets, se situent dans un cadre légal national et international.

La Commission européenne a créé le "High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management" (anciennement ENSREG) en 2007. Une de ses tâches est de préparer de nouvelles règles européennes en matière de sûreté des installations nucléaires et de gestion des déchets et combustibles usés.

43

- **Traité Euratom, Article 37**

L'article 37 du traité Euratom spécifie que *"Chaque État membre est tenu de fournir à la Commission [européenne] les données générales de tout projet de rejet d'effluents radioactifs sous n'importe quelle forme, permettant de déterminer si la mise en œuvre de ce projet est susceptible d'entraîner une contamination radioactive des eaux, du sol ou de l'espace aérien d'un autre État membre"*.

- **Directive CE/97/11**

Cette directive du 3 mars 1997 modifie la directive 85/337/CEE concernant l'évaluation des incidences de certains projets publics et privés sur l'environnement. La directive est la transcription en droit européen de la convention d'Espoo. Elle impose que *"Les États membres prennent les dispositions nécessaires pour que, avant l'octroi de l'autorisation, les projets susceptibles d'avoir des incidences notables sur l'environnement, notamment en raison de leur nature, de leurs dimensions ou de leur localisation, soient soumis à une procédure de demande d'autorisation et à une évaluation en ce qui concerne leurs incidences."*

▪ Résolution CE/17438/1/08³⁴

Afin d'améliorer de manière continue la sûreté de la gestion des déchets radioactifs dans l'Union Européenne, la résolution vise :

- ❖ à mettre en place, par chaque État membre, un plan national de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs accessible au public et devant comprendre un inventaire des dispositions de financement ou un cadre réglementaire ;
- ❖ à mettre en œuvre des politiques de gestion des déchets qui devront se faire de manière transparente et associer le public, notamment à l'occasion des décisions d'implantation d'un stockage ;
- ❖ à renforcer l'usage de revue par les pairs.

3.2.2. Laboratoires de recherches ou sites de stockage souterrain

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 sur la roche-hôte sont centrées sur l'argile, le granite ou le sel.

Le choix finlandais et suédois est le granite. Les concepts de stockage sont très similaires ; cependant, le laboratoire en construction en Finlande deviendra à terme une partie du centre de stockage, ce qui n'est pas le cas en Suède. En Belgique, France et Suisse, la roche-hôte privilégiée est l'argile. L'Espagne a examiné les trois options, mais se concentre actuellement sur l'entreposage à long terme. Aux États-Unis, il existe un centre de stockage de déchets militaires MAVL dans une couche de sel : le Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) du Département de l'Energie des États-Unis, opérationnel depuis 1999.

▪ Belgique

Une expérience thermo-hydro-mécanique et chimique de grande ampleur, Praclay, est en phase finale d'installation. Elle vise à simuler le champ de température autour d'une galerie d'enfouissement de déchets de haute activité. A cette fin, une galerie dont les dimensions correspondent au concept de stockage belge a été creusée. Elle sera chauffée pendant 10 ans à 80 °C sur une longueur de 30 m.

Dans le cadre du projet européen Forge, un dispositif expérimental de 40 cm de diamètre sera installé dans le laboratoire pour étudier l'effet de contraintes *in situ* sur l'écoulement des gaz. Cette expérience est complétée par un important programme de recherches en laboratoire de surface, associant des modélisations.

▪ États-Unis

Pendant plus de deux décennies, Yucca Mountain au Nevada a été le site principal étudié aux États-Unis pour le stockage des déchets HAVL. En 2002, le "Yucca Mountain Development Act" était approuvé par le Congrès américain et signé par le président. Ainsi, Yucca Mountain devenait le site officiellement proposé comme site de stockage. En juin 2008, le Département de l'Energie (US-DOE) a soumis une demande de licence pour le site aux autorités compétentes (Nuclear Regulatory Commission, NRC). Cependant, le budget alloué au projet a été drastiquement réduit par la nouvelle administration. La demande de licence a été retirée en mars 2010. L'administration a créé une nouvelle commission de haut niveau afin de proposer des alternatives au projet.

³⁴ Résolution du Conseil de l'Union européenne sur la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, 16 décembre 2008, 17438/1/08.

▪ Finlande

Ces dernières années, l'Organisation finlandaise gestionnaire des combustibles usés, Posiva Oy, a soumis plusieurs demandes de "*décisions de principe*" pour l'implantation d'un site de stockage pour combustible usé. L'Organisation prévoit de demander la licence de construction pour les galeries de stockage, hors laboratoire, en 2012.

▪ Japon

Deux laboratoires de recherches méthodologiques sont actuellement en construction, un à Mizunami dans une roche cristalline et un à Horonobe dans une roche sédimentaire. Au laboratoire de Mizunami, une profondeur de 400 m a été atteinte. Les études concernant l'hydrologie et la mécanique des roches y continuent. Au laboratoire de Horonobe, les tests hydrologiques et les mesures hydrochimiques continuent. L'EDZ y est étudié autour d'une galerie à la profondeur de 140 m. Un test *in situ* de béton projeté avec un ciment HFSC (High Fly ash Silica fume Cement) à faible alcalinité s'est révélé très prometteur.

L'organisation japonaise pour la gestion des déchets radioactifs, Numo, a la responsabilité de mettre au point un site de stockage pour les déchets HAVL. Un site sera sélectionné en trois phases : investigation préliminaire ; zones d'investigation détaillées ; zone de construction. En 2002, Numo a fait un appel à candidatures, mais jusqu'à présent, cet appel est resté sans succès. Si des propositions sont reçues, Numo fera une étude bibliographique sur l'activité volcanique, les failles et autres caractéristiques géologiques. Entre temps, Numo continue à faire appel à des municipalités, susceptibles d'être volontaires pour ces études préliminaires.

▪ Suède

Depuis les années mi-1970, SKB a acquis des connaissances sur le socle rocheux suédois. Ces connaissances forment la base des travaux sur la sûreté et l'impact environnemental d'un site de stockage de combustible usé. Pendant les années 1990, des études préliminaires ont eu lieu dans 8 municipalités. Ces pré-études ont été complétées en 2002 suite aux décisions des municipalités d'Oskarshamn et d'Östhammar d'autoriser des études d'implantation de sites de stockage sur leur territoire. Les investigations ont commencé l'année même, et mi-2009 le site de Forsmark situé à Östhammar a été sélectionné par SKB. Fin 2010, SKB devrait déposer une demande d'autorisation pour la construction de l'installation de stockage, suivant les règles légales décrites dans le "Swedish Act on Nuclear Activities". En même temps, SKB demandera les autorisations pour l'usine d'encapsulation et le stockage définitif, le tout dans le cadre du code environnemental suédois. L'installation de stockage est prévue pour être opérationnelle en 2025.

3.2.3 E&R internationales sur le stockage géologique profond

- **CATCLAY³⁵** : Suite aux résultats du projet FUNMIG, CatClay devrait résoudre le problème de la migration des cations dans l'argilite. En effet, pour certains cations, les expériences ont montré une diffusion sur une distance plus grande qu'attendue. Une explication scientifique est essentielle pour les études de sûreté des concepts de stockage en argile.
- **IGD-TP³⁶** : La plate-forme technologique européenne IGD-TP sur le stockage géologique des déchets nucléaires est l'aboutissement de travaux commencés durant le 6^{ème} Programme cadre et menés par les organisations de gestion des déchets radioactifs en Suède, en Finlande et en France, en collaboration avec le Ministère fédéral allemand de l'économie et de la technologie. Un document d'orientation décrit les objectifs et l'organisation de la plate-forme. Il résume également les mesures techniques à appliquer au cours des 10-15 prochaines années pour que les États membres mettent en œuvre le stockage géologique. IGD-TP va maintenant élaborer un agenda

³⁵ Treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 16 pays, 28 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, Areva, EDF, UCAR-SNC et l'Ecole Normale Supérieure.

³⁶ Plate-forme technologique européenne IGD-TP sur le stockage géologique des déchets nucléaires; membres fondateurs : les organisations de gestion des déchets en Belgique (ONDRAF), Finlande (Posiva), France (Andra), Espagne (ENRESA), Suède (SKB), Suisse (Nagra), UK (CND) et le Ministère fédéral allemand de l'Economie et de la Technologie (BMW).

stratégique de recherche qui permettra de coordonner les efforts liés aux défis scientifiques, technologiques et sociopolitiques relatifs au stockage géologique.

- **MODERN³⁷** : Le projet vise à fournir une référence décrivant les objectifs techniques, les moyens et les méthodes, permettant de concevoir un système d'auscultation pendant les différentes phases de stockage, en respectant les besoins et contraintes spécifiques à chaque pays.
- **NWD³⁸** : L'objectif est de fournir des données expérimentales et des résultats de calcul aidant à la compréhension globale du comportement à long terme des déchets à haute activité issus des cycles de combustible actuels et futurs.
- **PEBS³⁹** : Par une approche globale intégrant expériences, modèles et études d'impact sur les fonctions de sûreté à long terme, PEBS permettra d'évaluer les performances des barrières ouvragées. Les expériences et les modèles couvriront le spectre complet des conditions initiales (haute température, resaturation de la barrière) jusqu'à l'équilibre thermique et la resaturation de la roche hôte.
- **Groupe de travail ERDO⁴⁰** : Suite au succès des projets Sapierr, un groupe de travail multinational a été nommé par les organismes gouvernementaux participants, afin d'étudier la possibilité de créer une association qui pourrait, d'ici dix ou quinze ans, établir un ou plusieurs centres de stockage européens.

3.2.4 Nouvelles filières pour la séparation-transmutation

- **ACTINET-I3⁴¹** : L'objectif du projet est de permettre à la communauté scientifique européenne de mettre en réseaux des infrastructures de recherche concernant les actinides.
- **ANFC⁴²** : Des cycles de combustible alternatifs basés sur la S&T seront étudiés et évalués. Des méthodes pour la récupération de radionucléides de longue période, l'optimisation de technologies pour la fabrication de combustibles innovants, et la caractérisation des propriétés du combustible avant et après irradiation y seront étudiées.
- **CP-ESFR⁴³** : Le projet permettra d'étudier des questions clefs liés au développement du RNR-sodium européen ESFR. L'objectif est notamment d'optimiser les niveaux de sûreté et les risques financiers. Des études d'optimisation seront réalisées sur des cœurs comportant un combustible oxyde ou carbure. La fabrication et la détermination des propriétés physiques du combustible chargé en actinides mineurs seront étudiées.
- **EUFROT⁴⁴** : L'unité de physique neutronique du CCR-IRMM est équipée d'une infrastructure unique pour la mesure très précise de sections efficaces couvrant un large spectre d'énergie. Le projet poursuit le travail effectué dans le projet Nudame.
- **FAIRFUELS⁴⁵** : Le projet vise une optimisation de la gestion de la matière fissile (combustibles et cibles), afin de réduire le volume et le danger potentiel des déchets HAVL. Fairfuels se concentre sur les actinides mineurs. Du combustible dédié sera produit et un programme d'irradiation assez complet sera effectué afin d'étudier les capacités de transmutation. En parallèle, le programme comprend des examens post-irradiations sur certains anciens combustibles afin de développer des modèles. Un programme de formation est également prévu.

³⁷ A joint EC/NEA EBS project synthesis report; 2008-2009, 7^{ème} PCRD et AEN.

³⁸ Nuclear Waste Disposal action, Euratom CCR, 11 pays, 21 partenaires, dont le CNRS et le CEA.

³⁹ Long-term Performance of the Engineered Barrier System; 2010-2014, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 17 partenaires.

⁴⁰ European Repository Development Organisation, avec des représentants de l'Autriche, la Bulgarie, la République Tchèque, le Danemark, l'Estonie, l'Irlande, l'Italie, la Lettonie, les Pays-Bas, la Pologne, la Roumanie, la Slovaquie et la Slovénie.

⁴¹ Actinet Integrated Infrastructure Initiative, 7^{ème} PCRD, 5 pays, 7 partenaires dont le CNRS, LGI et le CEA.

⁴² Alternative Nuclear Fuel Cycles; 2010-..., 7^{ème} PCRD, 6 pays, 14 partenaires dont le CEA.

⁴³ Collaborative project on European sodium fast reactor; 2009-2012, 7^{ème} PCRD, 10 pays, 25 partenaires dont le CEA, Areva NP, IRSN et EDF.

⁴⁴ European facility for innovative reactor and transmutation neutron data; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, CE-CCR.

⁴⁵ Fabrication, irradiation and reprocessing of fuels and targets for transmutation; 2009-2013, 7^{ème} PCRD, 6 pays, 10 partenaires dont le CEA et Lagrange-LCI.

- **GUINEVERE⁴⁶** : En mars 2010, le réacteur "Guinevere" a été inauguré au SCK•CEN (Mol). Guinevere est un réacteur rapide de recherche piloté par accélérateur (ADS) de très faible puissance, quelques centaines de Watts seulement, et précurseur de MYRRHA. Le réacteur est le fruit d'une collaboration entre le SCK•CEN, le CEA et le CNRS, dans le cadre du projet Eurotrans. L'accélérateur Généri-C a été construit par le CNRS à Grenoble, le combustible étant livré par le CEA.
- **JHR-CP⁴⁷** : JHR-CP organise les réseaux internationaux qui collaborent au RJH, prépare les dispositifs d'irradiation nécessaires pour ces programmes et définit les formations utiles aux futurs opérateurs de ces dispositifs.
- **LEADER⁴⁸** : Le projet est la suite du projet ELSY. Ce projet vise l'optimisation des choix technologiques de conception d'un réacteur prototype refroidi au plomb d'une puissance de 600 MWe et le design d'un démonstrateur LFR.
- **MYRRHA⁴⁹** : Myrrha sera un ADS sous-critique de 100 MW à spectre de neutrons rapides, refroidi au plomb-bismuth qui démontrera la faisabilité du couplage accélérateur - source de spallation - réacteur sous-critique dans une installation préindustrielle. Le réacteur est conçu pour fonctionner également en mode critique. Comme outil d'irradiation flexible à spectre rapide, il offrira aux communautés de réacteurs rapides (SFR, LFR, GFR) une machine pour les tests de matériaux et combustibles indispensables pour leur développement. Parmi les applications prévues on peut citer :
 - ❖ l'étude et le développement de la technologie pour la transmutation des actinides mineurs ;
 - ❖ le développement de matériaux et les tests de composants, sous irradiation par neutrons rapides, pour des réacteurs de fission et de fusion avancés ;
 - ❖ la mise à disposition de chercheurs d'un accélérateur de particules de haute énergie et haute puissance ;
 - ❖ la formation de jeunes scientifiques et techniciens.

Suite à une étude du projet Myrrha par l'AEN, le gouvernement belge a décidé de soutenir ce projet du SCK•CEN. Une première phase sera consacrée aux études de sûreté, au design avancé permettant l'élaboration des appels d'offre, et au montage du consortium international.

- **NURISP⁵⁰** : Le projet s'inscrit dans la suite du projet Nuresim du 6^{ème} PCRD. Son objectif est d'intégrer l'état de l'art numérique et physique en une plateforme logicielle européenne de simulation dans le domaine des réacteurs nucléaires.
- **THINS⁵¹** : Le projet proposera le design et des expériences thermo-hydrauliques en support de différents systèmes innovants à base de métaux liquides.

3.2.5. Sources d'irradiation à spectre rapide

- **Japon**

Le redémarrage de Monju a eu lieu en mai 2010.

⁴⁶ Guinevere: Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the lead Venus Reactor; 2006-..., collaboration avec le CEA et le CNRS.

⁴⁷ Jules Horowitz reactor collaborative project: contribution to the design and construction of new research infrastructure of pan-European interest, the JHR material testing reactor; 2009, 7^{ème} PCRD, 5 pays et 6 partenaires dont le CEA, maître d'oeuvre.

⁴⁸ Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor; 2010-2012 ; 7^{ème} PCRD, 12 pays et 17 partenaires dont le CEA.

⁴⁹ Multipurpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications; 1998-?, collaboration avec les partenaires d'Eurotrans dont le CNRS, le CEA, Areva, Advanced Accelerator Applications et ENEN.

⁵⁰ Nuclear reactor integrated simulation project, 2009-2012, 7^{ème} PCRD, 14 pays, 22 organismes dont EDF, IRSN et le CEA.

⁵¹ Thermal-Hydraulic research for Innovative Nuclear Systems; 2010-2014, 7^{ème} PCRD, 11 pays, 24 partenaires dont le CEA et l'IRSN.

3.2.6. Bases de données nucléaires

- **FAR**⁵² : Le projet est de mettre à disposition les connaissances de base ainsi qu'appliquées dans le domaine des matériaux et combustibles nucléaires, devenant un Centre de références pour les Centres Communs de Recherche dans ces domaines.
- **ND-MINWASTE**⁵³ : Le projet vise à générer des résultats expérimentaux destinés à l'évaluation de la sûreté de réacteurs actuels et futurs, de combustible usé, et de la gestion de déchets radioactifs.

3.3. ASPECTS ÉCONOMIQUES ET GÉOPOLITIQUES

Les mécanismes de financement de la gestion des déchets radioactifs de haute activité, des combustibles usés et des démantèlements d'installations nucléaires se mettent progressivement en place. En Suède, en Finlande et au Royaume-Uni, les électriciens constituent des provisions qui servent à alimenter des fonds gérés par l'État. La Belgique, le Canada et l'Espagne sont aussi dans ce cas. La Suisse a adopté un dispositif équivalent, mais constitue deux fonds différents : l'un pour la gestion des déchets HA et des combustibles usés, l'autre pour le démantèlement des installations.

- **ARCAS**⁵⁴ : Une étude technico-économique de la performance des systèmes critiques et sous-critiques comme machines dédiées à la transmutation de déchets radioactifs sera effectuée dans une approche à doubles strates.

3.4. ENSEIGNEMENT, FORMATION ET GESTION DES CONNAISSANCES

- **HeLiMnet**⁵⁵ : Le but du projet, qui est la suite du projet Vella, est de permettre l'échange de chercheurs entre laboratoires disposant d'une infrastructure d'étude des métaux liquides comme le sodium ou le plomb.
- **PETRUS II**⁵⁶ : Le projet tend à permettre aux professionnels européens, actifs dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs et quelle que soit leur formation initiale, de suivre une formation sur le stockage géologique qui serait largement reconnue en Europe.
- **KTE**⁵⁷ : Le projet vise à maintenir et approfondir les connaissances en recherche nucléaire. Des formations pour jeunes étudiants et chercheurs seront offertes par le biais de stages dans des laboratoires participant au projet et par des séminaires.

⁵² Fundamental and Applied Actinide Research; action CCR, 12 pays, 26 partenaires.

⁵³ Nuclear data for radioactive waste management and safety of new reactor developments; 8 pays, 15 partenaires, dont le CNRS, CEA et l'Université Louis Pasteur.

⁵⁴ ADS and fast reactor comparison study in support of SRA of SNETP; 2010-2012, 7^{ème} PCRD, 8 pays et 14 partenaires.

⁵⁵ Heavy Liquid Metal network; 2010-..., 7^{ème} PCRD, 9 pays et 13 partenaires dont le CEA.

⁵⁶ Towards an European training market and professional qualification in Geological Disposal; 2009-2012, 7^{ème} PCRD, 10 pays, 14 partenaires dont le Réseau européen pour l'enseignement des sciences nucléaires, l'Andra et l'Institut National Polytechnique de Lorraine.

⁵⁷ Knowledge Management, Training and Education; 2007-..., 7^{ème} PCRD, CCR Karlsruhe.

Annexe I

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION JUN 2010

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'évaluation.

Pierre BÉREST – 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 émérite au CNRS.

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

i

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 - Membre correspondant de l'Académie des sciences – Membre de l'Académie des technologies.

Annexe II

AUDITIONS DE L'ANDRA, DU CEA ET DU CNRS

16 décembre 2009 :	Andra – Inventaire et réversibilité.
17 décembre 2009 :	CEA – Le prototype Astrid.
06 janvier 2010 :	CEA – Les programmes d'irradiation pour la transmutation.
07 janvier 2010 :	Andra – Alvéoles HAVL et MAVL.
10 février 2010 :	Andra – Transfert.
11 février 2010 :	CEA – Le recyclage des Mox.
17 février 2010 :	CEA – Recherches en séparation (1/2 journée).
17 février 2010 :	CNRS – Résultats sur les Groupes nationaux de recherches (1/2 journée).
18 février 2010 :	Andra – Observation, surveillance et coût du stockage.
24 mars 2009 :	CEA – Étude des scénarios, impact sur la séparation/transmutation sur le stockage.

* * *

15 octobre 2009 :	Andra – Analyse géologique conduisant à la définition de la ZIRA – Avis et contraintes exprimés localement.
26 octobre 2009 :	Présentation au Clis du rapport n° 3 (juin 2009) de la CNE.
24 novembre 2009 :	CEA – Les programmes du CEA
25-26 mars 2010 :	Andra – Programme expérimental et démonstrateurs en laboratoire souterrain, Ete et Zira.

* * *

VISITES DE LA CNE2

12 au 16 avril 2010 :	Visite des installations de SKB en Suède
04 et 05 mai 2010 :	Visite du laboratoire souterrain de l'IRSN à Tournemire

Annexe III

LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS PAR L'ANDRA ET LE CEA

Andra

- Rapport annuel : rapport de développement durable et rapport d'activité – 2008.
- Dimensionnement du chemisage en acier des alvéoles HA – Etude de sensibilité – Mai 2008.
- Analyse préliminaire du fonctionnement et de l'évolution phénoménologique d'installations/de concept d'entreposage – Avril 2008.
- Réversibilité et sciences sociales - Actes de la journée d'études du 2 octobre 2008.
- Coffret inventaire 2009 – Inventaire Géographique – Catalogue descriptif des familles – Rapport de synthèse - En résumé – 2009.
- Inventaire national des matières et déchets radioactifs – Andra – 2009.
- Analyse Phénoménologique des Situations de Stockage (APSS) – Objet et méthodologie (référéncé C.DO.AHVL.00.138/E) – 16 janvier 2009.
- L'état des outils de calcul à l'Andra pour les évaluations phénoménologiques et les évaluations de performances/sûreté – (référéncé C.NT.AEAP.09.0012/A) – Juin 2009.
- Projet HA-MAVL – Programme de simulations – Synthèse des modélisations hydrogéologiques menées (C.NT.ASMG.09.0015/A) – Juin 2009.
- Plan documentaire Jalon 2009 HA-MAVL – 30 juin 2009.
- Synthèse du programme de reconnaissance de la zone de transposition 2007-2008 – Centre de Meuse/Haute-Marne – D.RP.ALS.08.1356 – 21 juillet 2009.
- Version provisoire du référentiel du site Meuse/Haute-Marne – Jalon 2009 – 28 août 2009.
- Projet HA-MAVL – Dossier 2009 – Options de conception étudiées – Rapport détaillé des évaluations de performances vis-à-vis du Critère Sûreté Après Fermeture (SAF) – Septembre 2009.
- DVD contenant les données de base de la reconnaissance de la zone de transposition 2007-2008 – 28 septembre 2009.
- Analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS) en exploitation – Mise à jour pour le choix d'options (référéncé C.NT.AEAP.09.0014/A).
- Eléments de sûreté pour le choix des zones potentielles d'implantation des installations nucléaire de surface – 21 octobre 2009.
- Stockage réversible profond – proposition d'une zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie et de scénarios d'implantation en surface.
- Avis du conseil scientifique de l'Andra sur le dossier 2009 – Eléments supports au choix de ZIRA et ZIIS – Projet HAVL – 26 novembre 2009.

- Circuit ZIIS/ZIRA – livret de visite – 30 novembre 2009.
- CD dossier 2009 - remis à la CNE le 7 janvier 2010.
- Document veille internationale sur projets – HA-MAVL et sur la situation des graphites irradiés (référéncée INT.RP.ADAI.0.0002/A).
- Rapport Andra D.NT.ASG ; 10.0013/a – Campagne de Reconnaissance de la Zone de Transposition, évaluation du potentiel géothermique du Trias – 1^{er} février 2010.
- Avis du consultant associé D.NT.OCFG.090001/A 6 – Investigations au Trias, Forage EST433.
- Compte rendu du CLIS – réunion du 27 novembre 2007.
- Projet HA-MAVL – Activités scientifiques – Bilan 2009.
- Carte implantation du stockage profond – Validation de la zone restreinte proposée par l'Andra 26 mars 2010.
- Avancement du projet FAVL – mars 2010.

CEA

- Synthèse sur les concepts de réacteurs à circuits primaires à boucles - 2009.
- Synthèse sur les concepts de réacteurs à circuit primaire intégré - 2009.
- SFR – Rapport de synthèse sur les autres concepts innovants RNR-Na - CEA - 2009.
- Synthèse sur l'incidence du niveau de puissance et modularité - 2009.
- Synthèse sur la manutention du combustible - 2009.
- Synthèse Cœur et assemblage de RNR-Na – 2009
- Synthèse tripartite des études sûreté et accident grave - 2009.
- Synthèse tripartite sur le potentiel du 99 % du CR comme matériau de structure – CEA - 2009.
- Synthèse tripartite sur les matériaux renforcés par dispersion d'oxydes ODS pour le gainage RNR-Na – CEA - 2009.
- Synthèse tripartite sur l'ISI&R - 2009.
- Preliminary analysis to guide the choice of the power capacity of the future French Sodium Fast Reactor prototype – G. MIGNOT – M.S. CHENAUD – N. DEVICTOR – L. PARET – G. RODRIGUEZ – P. DUBUISSON – P. DUFOUR – J. ROUAULT 6 – Proceeding of ICAPP'10 - San Diego, CA, USA, June 13-17, 2010.
- Conclusions report of the CEA Visiting Committee – Fundamental Research in Chemistry at CEA – April 27-29, 2009.
- Innovative core design for generation IV sodium-cooled fast reactors – L. BUIRON, Ph. DUFOUR, G. RIMPAULT, G. PRULHIÈRE, C. THEVENOT, J. TOMMASI, F. VARAINE, A. ZAETTA - Proceeding of ICAPP 2007, Nice, May 13-18, 2007.

- Note sur les recherches sur la séparation-transmutation - Présentation des programmes internationaux.
- Note Technique – Expérience ECRIX-H – Synthèse des examens et simulations Post-Irradiation – CEA– mars 2010.
- Stratégie de gestion des déchets radioactifs du CEA – Dossier CNE 6 Avril 2010 – Extrait du dossier de synthèse GP déchets diffusé à l'ASN le 31 mars 2010.
- Note sur les fûts enrobés bitumeux (FEB) entreposés à Marcoule – avril 2010.
- Note sur l'essai du procédé ExAm à Atalante : enseignements préliminaires.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Président : **Bernard TISSOT**

Vice-Présidents : **Jean-Claude DUPLESSY et Robert GUILLAUMONT**

Secrétaire général : **Maurice LAURENT**

Conseiller scientifique : **Claire KERBOUL**

Secrétariat administratif : **Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

DES RECHERCHES ET ETUDES RELATIVES
A LA GESTION DES MATIERES ET DES DECHETS RADIOACTIFS

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

RAPPORT D'ÉVALUATION N° 4

ANNEXES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES

Tome 2

JUIN 2010

S O M M A I R E

Annexe 1 – LES DÉCHETS RADIOACTIFS ET LES MID DES PROJETS DE STOCKAGE GÉOLOGIQUE	1
Annexe 2 – NOUVELLES DONNÉES SUR LA DIFFUSION DANS L'ARGILITE PERTURBÉE	9
Annexe 3 – ÉVALUATION DU POTENTIEL GÉOTHERMIQUE DU TRIAS	13
Annexe 4 – ZIRA	17
Annexe 5 – SCÉNARIOS.....	21
Annexe 6 – LE PROTOTYPE ET LE PROGRAMME ASTRID.....	27
Annexe 7 – RECYCLAGE DU PLUTONIUM ET RETRAITEMENT DU COMBUSTIBLE USÉ MOX	39
Annexe 8 – SÉPARATION - CONVERSION	45
Annexe 9 – COMPTES RENDUS DE MISSION ET CONFÉRENCE.....	49
Annexe 10 – PANORAMA INTERNATIONAL	53

Annexe 1

LES DÉCHETS RADIOACTIFS ET LES MID DES PROJETS DE STOCKAGE GÉOLOGIQUE

1.1. INVENTAIRE NATIONAL DES MATIÈRES ET DÉCHETS RADIOACTIFS 2009

Conformément à la loi de 2006 (article 22, modifiant l'article L542-12 du code de l'environnement), l'Andra a publié en juin 2009 l'inventaire des matières et déchets radioactifs présents sur le sol français à la fin 2007 (www.andra.fr). Cet inventaire se fonde sur l'inventaire de 2006 et sur les déclarations des producteurs de déchets et des détenteurs de matières radioactifs, conformément aux obligations qui leur sont faites (article 22 de la loi, décret du 29 août 2008, arrêté du 9 octobre 2008). Un Comité de pilotage a suivi l'établissement de l'inventaire.

1.1.1. Déchets

L'inventaire dresse la liste des 1 121 sites d'entreposage ou de stockage de déchets. Il décrit qualitativement et quantitativement les caractéristiques de 116 familles de déchets réparties dans les cinq catégories : HA, MAVL, FAVL, FMAVC et TFA définies dans le décret du 16 avril 2008. Ces catégories correspondent à des filières de gestion définitive du déchet, existant ou restant encore à mettre en place selon des projets cadencés dans le temps. L'inventaire donne les stocks fin 2007 par catégorie, par secteur économique et par propriétaire. Il prévoit aussi les stocks attendus en 2020 et 2030 dans l'hypothèse de la poursuite de la production électronucléaire et du retraitement actuels. A la fin de 2030, tous les déchets produits avant 2015 devront être, selon la loi, conditionnés. L'Andra a estimé à la même échéance l'inventaire des déchets d'exploitation non conditionnés qui ont été et seront produits entre 2008 et 2030 (MAVL, FAVL sauf graphites, FMAVL) ainsi que celui des déchets de démantèlement. Outre cet état des lieux très complet et des prévisions pour 2020 et 2030, l'inventaire évalue les déchets qui seront produits jusqu'au démantèlement des installations existantes ou autorisées fin 2007 (déchets "engagés"). Deux scénarios sont envisagés : poursuite de la production actuelle de déchets de retraitement ou arrêt du retraitement en 2020. Comme le souligne l'Andra, les volumes indiqués pour ces déchets ne constituent que des ordres de grandeur.

Les inventaires des déchets publiés depuis fin 2002 et les prévisions jusqu'en 2030 permettent :

1. de vérifier si les capacités des centres de stockage de Soulaines (CSMA) et de Morvilliers (TFA) seront suffisantes ;
2. de prévoir la capacité d'entreposage nécessaire pour les déchets MAVL et HAVL, radifères et tritiés. Bien qu'ils donnent au fil du temps une estimation des volumes à stocker, ils ne sont pas suffisants pour dimensionner les stockages.

L'inventaire de 2009 montre que le CSTFA n'a pas la capacité d'accueillir la quantité de déchets TFA estimée pour fin 2030 (et *a fortiori* les déchets TFA engagés). Par ailleurs, en 2007, 1 500 m³ de déchets de faible activité ou de faibles volumes n'avaient pas encore trouvé de filière de gestion. Ces déchets ne pourront rejoindre une filière d'élimination que si des conditionnements particuliers leur sont trouvés.

L'inventaire publié par l'Andra en 2009 constitue la base de données sur laquelle peut s'appuyer tout projet concret de gestion des déchets radioactifs. Le PNGMDR de 2009 s'appuie sur cet inventaire pour définir, justifier et jalonner des demandes aux producteurs de déchets (études et réalisations d'installations). L'Andra annonce que certaines rubriques de l'inventaire 2009 seront enrichies pour le prochain inventaire en 2012.

La Commission considère que l'inventaire des déchets radioactifs établi en 2009 par l'Andra est adapté à l'information du public et pour éclairer la gestion des déchets à court et moyen terme. Les estimations des stocks pour les deux prochaines décennies appellent des décisions permettant d'éviter tout blocage dans la gestion des déchets FMAVC et TFA, qui serait dû au manque de capacité d'accueil des stockages de surface. L'inventaire constitue aussi, et surtout, une base de données pour la définition des modèles d'inventaire de dimensionnement (Mid) des futurs stockages géologiques de sub-surface et profond. La mise à jour régulière des différentes rubriques, selon la méthodologie suivie par l'Andra, devrait permettre de prévoir et de réaliser en temps voulu les capacités d'entreposage pour les colis en attente d'évacuation vers un stockage. Il est clair que l'aspect prospectif de l'inventaire des déchets (stocks, flux prévisionnels, pourcentages de conditionnement) permet de suivre, d'un inventaire à l'autre, la réalisation des programmes engagés dans la gestion des déchets non conditionnés et le démantèlement.

1.1.2. Matières

Les matières radioactives sont recensées et décrites dans l'inventaire, compte tenu des réserves liées au secret commercial et au secret défense. L'article 13 du décret du 29 août 2008 fait obligation aux propriétaires de justifier que ces matières sont, ou seront à terme, valorisables, sinon elles auraient le statut de déchet. Toutefois, aucune limite de temps n'est avancée pour statuer. Toute valorisation nécessite de pouvoir extraire des matières radioactives leurs parties valorisables (sauf pour certaines qualités d'uranium appauvri) et de pouvoir les utiliser. La Commission se place selon ce point de vue lorsqu'elle évalue les E&R qui accompagnent, ou qui sont nécessaires à la valorisation des matières inscrites à l'inventaire 2009.

Le retraitement du combustible utilisé UOX est un processus industriel et le monorecyclage du Pu en Mox-REP est pratiqué depuis des dizaines d'années. L'uranium de retraitement (URT¹) est réutilisable en REP, dans le combustible Ure², après enrichissement (par centrifugation). Toute partie non utilisée à cette fin et l'uranium appauvri de retraitement peuvent être recyclés dans les RNR de 4^{ème} génération. A la Hague, entre 2004 et 2008, des campagnes de retraitement ont aussi porté sur du combustible utilisé Ure et sur 70 tonnes de combustible utilisé Mox-REP.

Plusieurs dizaines de tonnes de Mox-RNR ont aussi été retraitées à Marcoule et à la Hague. La récupération de U et Pu à partir des assemblages de tout type de combustible oxyde est ainsi établie. Ces éléments, tels qu'on les récupère à la Hague, pourront être valorisés dans les combustibles des RNR de 4^{ème} génération. Le Mox-REP utilisé dans les réacteurs électrogènes actuellement en fonctionnement constitue d'ailleurs la réserve de Pu pour le lancement de la filière RNR (vers 2040). L'usine de la Hague est aussi équipée pour dissoudre le combustible métallique (alliages d'uranium) irradié ou utilisé, déchargé de la plupart des réacteurs de recherche, ce qui laisse peu de combustible utilisé de ces réacteurs aux déchets (voir Mid). Le retraitement après dissolution de tout type de combustible, à l'usine de la Hague, ne semble donc pas poser de problème dans la mesure où il peut être conduit de façon à contrôler les conditions de non criticité des solutions renfermant de la matière fissile.

Les stocks d'oxydes d'uranium naturel et enrichi (sous forme U₃O₈) font partie du marché de l'uranium. L'uranium appauvri provenant de l'enrichissement de Unat (dit Uapp primaire) est utilisé dans les combustibles Mox-REP et Mox-RNR. Il peut aussi être ré-enrichi par centrifugation et laisser alors un Uapp secondaire (contenant 0,2 % en ²³⁵U). Celui-ci pourrait encore être ré-enrichi par un procédé laser, laissant un Uapp tertiaire (0,1 % en ²³⁵U). Ces différentes qualités de Uapp (et URT) peuvent alimenter les réacteurs de 4^{ème} génération.

Les quantités concernées du périmètre CEA, EDF et Areva sont 17 000 t de combustible utilisé, 30 000 t de Unat, 3 500 t de Uenr³, 250 000 t de Uapp naturel, 20 000 t de URT et 70 t de Pu séparé.

¹ URT : uranium de retraitement.

² Ure : uranium enrichi.

³ Stock de réserves de matières fissiles.

Le thorium, élément fertile, peut entrer dans une filière électronucléaire à neutrons thermiques ou rapides. Le seul pays qui en étudie aujourd'hui le développement est l'Inde. La valorisation des composés de thorium de l'inventaire des matières 2009 présente donc deux aspects distincts. Areva souhaite consacrer son stock de nitrate de thorium (2 300 t) à l'alpha-immunothérapie. Ainsi plusieurs centaines de kg sont actuellement traitées par Areva pour en extraire ^{212}Pb et ^{224}Ra . Rhodia vise pour ses matières valorisables un éventuel futur marché du thorium. Il s'agit essentiellement de 11 000 t de nitrate et de 21 700 t d'hydroxyde renfermant 7 100 t de ThO_2 et 100 t de Unat (et 2 600 t de lanthanides et 200 t de Zr). Une usine devrait être construite pour l'extraire.

Les E&R à conduire pour multirecycler les matières à base de U et de Pu dans les RNR s'intègrent dans les E&R pour lancer des RNR-Na de 4^{ème} génération. Toutefois la date incertaine du développement de cette filière, pouvant aller jusqu'à la fin de ce siècle, pourrait conduire à consommer l'URT de 2^{ème} génération dans les EPR. L'utilisation du Th est à un horizon plus lointain pour de multiples raisons. Les E&R conduites en France sur un "cycle thorium" restent modestes.

C'est la première fois que l'inventaire des matières radioactives valorisables est publié. La Commission examinera plus avant, au regard d'informations complémentaires, dans quelles conditions certaines matières pourront effectivement être valorisées et si des E&R spécifiques doivent être engagées au cas où elles seraient déclassées en déchets.

1.1.3. Mid

Les Mid sont des inventaires portant sur les caractéristiques des colis primaires de déchets et de colis de stockage (nombre, volumes, poids, activité, etc.) et établis pour étayer la conception des installations de stockage. Ils diffèrent de l'inventaire précédent car ils prennent en compte divers scénarios qui conduisent à des colis primaires de déchets différents et à des quantités différentes. Ils doivent figurer dans les DAC. La Commission a déjà attiré l'attention sur les Mid des projets de stockages.

3

1.1.4. Mid FAVL

C'est la catégorie de déchets FAVL qui a le plus augmenté de 2004 à 2007 (70 %). Le Mid FAVL, en cours d'élaboration, doit tenir compte du stockage de déchets à vie longue autres que les déchets radifères et graphites, notamment de 40 000 colis de déchets bitumés, de sources radioactives et d'objets au Th et au Ra. La Commission n'a pas eu, depuis l'an dernier, d'information complémentaire sur l'avancement du Mid préliminaire concernant le stockage de déchets FAVL (cf. rapport n° 3).

1.1.5. Mid MAVL-HAVL

Le Mid pour le stockage profond MAVL-HAVL a fait l'objet de commentaires dans les rapports n° 2 et 3 de la Commission. L'Andra a mis à jour le Mid fin 2009 (70 documents) qui devrait être figé fin 2012. Cette mise à jour confirme les informations disponibles l'an dernier. Le stockage sera dimensionné pour accepter tous les déchets MAVL et HAVL du parc électronucléaire actuel (58 réacteurs REP et un EPR fonctionnant dès 2012, les installations du cycle), des installations nucléaires de recherche civile (y compris ITER) et de défense, tous les déchets "historiques" du programme militaire et certains assemblages de combustible irradié ou usé particuliers considérés comme matière non valorisable. Il s'agira donc de tous les déchets produits par toutes les installations dites "autorisées" fin 2014. Les déchets de déconstruction des réacteurs et des installations sont comptabilisés.

Pour établir le Mid, l'Andra a procédé de la façon suivante : elle a d'abord évalué les quantités de colis primaires, et donc des colis de stockage à prendre en compte, selon le scénario dans lequel tout le combustible usé du parc est retraité. Elle a ensuite considéré que l'allongement éventuel de la durée de vie du parc et divers aléas (exploitation des installations, déconstruction)

augmenteraient, d'un facteur évalué à 50 %, les nombres de certains colis de déchets MAVL et HAVL.

Pour évaluer le nombre de colis primaires, l'Andra a tenu compte d'hypothèses réalistes :

1. sur le fonctionnement du parc considéré : puissance moyenne de 430 TWhe/an jusqu'en 2012, 443 TWhe/an jusqu'en 2018, décroissant ensuite selon le plan d'arrêt des réacteurs ; production totale atteignant 17 000 TWhe en 2052, (et conduisant à 50 730 tonnes de combustible usé : 46 300 t de UOX, 1 530 t de Ure, 2 900 t de Mox et les 1 240 t de UOX produits par le premier EPR) ;
2. sur l'évolution des combustibles (de UOX1 à UOX3, enrichissement passant de 3,5 à 4,95 % en ^{235}U , taux de combustion passant de 33 à 65 GWjt^{-1} ; Ure à 4,1 % en ^{235}U , taux de combustion de 45 GWjt^{-1} , Mox de 5,3 à 9,54 % en Pu, taux de combustion passant de 35 à 48 GWjt^{-1}) ;
3. sur l'évolution des conditionnements des déchets et leur gestion optimisée ;
4. sur l'évolution du retraitement du combustible usé. En particulier, l'Andra inclut 167 t du Mox de Superphénix à retraiter (Mox-RNR à 20 % en Pu).

Les calculs de l'Andra s'appuient sur les prévisions des producteurs de déchets. En ajoutant les marges conventionnelles aux résultats de son évaluation, le Mid prévoit 240 000 colis MAVL répartis en 11 colis types (80 familles) pour un total de 110 000 m^3 , et 62 000 colis HAVL répartis en 7 colis type de déchets vitrifiés (11 familles) pour un volume de 12 000 m^3 . Les colis de stockage sont adaptés pour recevoir les nombreux colis primaires recensés. Il existe un 8^{ème} type de colis HAVL (15 familles) constitué de combustible irradié ou usé. Leur nombre est de 5 500 pour environ 200 m^3 . Les assemblages de ce combustible ne posent pas de problèmes nouveaux par rapport aux E&R déjà conduites sur l'oxyde d'uranium. Le comportement du combustible métallique en situation de stockage fait l'objet de recherches. Les caractéristiques de chaque colis type sont détaillées dans des fiches (11 rubriques), enveloppes des familles de colis associées.

4

La Commission considère que le Mid de 2009 est bien un inventaire enveloppe des colis de déchets MAVL et HAVL à stocker. Toutefois, il appelle les commentaires suivants :

Le Mid MAVL-HAVL est, selon l'Andra, le plus prospectif possible par rapport au scénario de référence dit aussi scénario de base. Celui-ci suppose :

- a) que les réacteurs REP considérés fonctionneront pendant 40 ans selon le plan de charge d'EDF qui va jusqu'en 2052 et qui comporte une évolution programmée de la nature du combustible,
- b) que l'on recyclera, dans le parc qui suivra le parc actuel, tous les éléments fissiles séparés qu'aura produit celui-ci, le retraitement du combustible Mox irradié précédant le lancement des RNR. Ce retraitement débiterait vers 2025 à la Hague si les premiers RNR devaient être déployés en 2040. Il contribuerait pour 25 000 colis (5 000 m^3) au Mid, soient 40 % des colis de déchets vitrifiés (cf. annexe 5).

Le scénario de dimensionnement prévoit que la durée d'exploitation des réacteurs soit allongée sans préciser de combien (10 à 20 ans ?), la déconstruction d'installations futures et d'aléas sur ces déconstructions mais, semble-t-il, en s'en tenant au lancement des RNR en 2040 (pas d'aléa). L'incertitude sur cette date pourrait être d'une à deux décennies. Ses conséquences sur le nombre de colis de retraitement à inscrire au Mid et sur l'hypothèse de recyclage de matières séparées pourraient bien être aussi importantes que celles considérées pour la déconstruction des installations. De même, la requalification éventuelle de certaines matières valorisables en déchets (Ure de 2^{ème} génération par exemple) n'est pas envisagée dans le Mid.

La Commission considère que l'Andra devrait mieux argumenter l'augmentation de 50 % qu'elle applique à une situation de référence déjà prospective du développement de l'électronucléaire, comme l'indique EDF dans ses scénarios d'évolution du parc. Entre ce scénario de dimensionnement et le scénario alternatif d'arrêt du retraitement en 2020 que l'Andra évoque, il y a certainement la place pour des scénarios prenant mieux en compte les incertitudes de l'évolution du parc électronucléaire actuel. Le Mid constitue une information essentielle pour l'ouverture d'un stockage et pour cela il doit être traité avec le maximum de clarté.

Les hypothèses sur lesquelles repose le Mid sont compatibles avec l'exploitation d'un stockage ouvert en 2025 et exploité pendant une centaine d'années. Même si l'exploitation du parc considéré pour le Mid était prolongée de 20 ans, c'est-à-dire si le dernier réacteur était arrêté en 2072, les derniers déchets de démantèlement MAVL et HAVL seraient conditionnés en 2112 (30 ans après son arrêt), soit une dizaine d'années avant la fin de l'exploitation du stockage.

La Commission s'interroge sur un point laissé dans l'ombre à propos de l'exercice de prospective du Mid : celui de la cohérence entre le Mid, la capacité de stockage qu'il va définir et le devenir des déchets qui seront produits par le nouveau parc et ses installations associées (non encore autorisées). En effet, selon EDF, le remplacement des REP prévu à partir de 2012 se fera par des EPR, puis des RNR au plus tôt après 2040. Le nouveau parc EPR produira jusqu'en 2040 des déchets MAVL et HAVL du même type que ceux d'aujourd'hui, au mieux, puis de nouveaux déchets HAVL si la transmutation est mise en place, ce qui suppose d'ailleurs l'installation d'une nouvelle usine à la Hague. Tous ces déchets ne sont pas comptabilisés dans le Mid. Iront-ils aussi au stockage en exploitation à cette époque, qui aura été ouvert en 2025 ? Ou bien dans une extension de ce stockage ? Ou bien encore en entreposage en attendant un nouveau stockage ? Dans un souci de clarté et de logique il convient dès maintenant d'aller au-delà de l'hypothèse de travail de l'Andra qui est de ne s'occuper que des déchets du parc actuel (plus ITER et le premier EPR). Il paraît certes raisonnable de considérer un stockage s'adressant aux déchets d'un parc donné, mais on ne peut ignorer les déchets qui seront produits au cours de son fonctionnement.

Ces questions soulèvent celle de la définition du Mid : est-ce un inventaire définitif, ou bien est-il périodiquement révisable ? Et d'une façon plus générale, elles posent la question du statut du stockage en projet : largement dimensionné, aux aléas près, pour accueillir les déchets du parc actuel, accueillera-t-il aussi des déchets du parc suivant ? La Commission considère que des réponses à ces questions sont de nature à éclairer le débat public prévu en 2013.

1.2. PROJETS DE STOCKAGE ET GESTION DES DÉCHETS

1.2.2. Projets de stockage

La première tentative pour sélectionner des zones où effectuer des mesures de terrain s'est soldée par un échec ; mais la date de 2019 pour ouvrir un stockage de déchets FAVL (radifères, graphites et autres) à faible profondeur n'a pas été remise en question. Celle prévue pour ouvrir un stockage profond de déchets MAVL et HAVL dans le Callovo-Oxfordien, à l'aplomb de la Zira de Meuse/Haute-Marne, est 2025 si l'autorisation en est donnée. Ces deux dates permettent à l'Andra de cadrer les E&R à conduire pour déposer les DAC, 2014/2015 pour le premier stockage et 2015 pour le second. L'année 2015 devrait ainsi voir se mettre en place un schéma cohérent et complet de la gestion des déchets à vie longue. L'Andra envisage qu'autour de 2025, tous les stockages soient opérationnels.

1.2.3. Gestion des déchets

Les sites de stockage sont des ressources rares. À la philosophie "des déchets pour un stockage", la Commission constate que se substitue la philosophie "des stockages pour les déchets" qui consiste à adapter les colis de déchets aux capacités des stockages et non l'inverse. Comme entreposage préalable et stockage sont indissociables, cette adaptation vise aussi les entrepôts. Cela conduit à réexaminer la destination initiale des déchets non encore stockés car la

classification des déchets par filière (décret du 16 avril 2008) n'est indicative que du déchet et non du colis de déchets. Cette classification n'est pas strictement applicable dans le contexte d'un nombre limité de stockages, aux capacités radiologiques nécessairement limitées et soumis à des règles d'exploitation contraignantes. Elles portent sur chaque colis et l'ensemble des colis, sur certains radionucléides et l'ensemble des radionucléides. Ces contraintes visent à assurer la sûreté en toutes circonstances.

Un groupe de travail piloté par la DGEC (comportant ASN, Andra, Areva, CEA, EDF, Rhodia) doit réexaminer la destination de déchets non encore conditionnés ou de colis non encore stockés. L'Andra en attend des pistes d'optimisation de la répartition des colis dans les divers stockages et pour les colis eux-mêmes, des pistes de conditionnement permettant de limiter au maximum leur volume (pour une masse de déchet brut donné) ainsi que leur dégazage. Ceci conduit à revoir, au-delà du recyclage des matières qui peuvent l'être, le traitement et le conditionnement de certains types de déchets pour mieux prendre en compte des contraintes de la chaîne déchet-traitement-colis-entreposage-transport-stockage. Les dispositions à prendre doivent s'inscrire dans la perspective de 2025, date d'ouverture des stockages en projet.

Le devenir d'un déchet brut vers un stockage est déterminé par une analyse multicritères, autant que possible fondée sur des données mesurables. L'organigramme dont dispose actuellement l'Andra pour cette gestion opérationnelle des déchets lui permet une décision dans 80 % des cas. Tous les autres impliquent des traitements supplémentaires à ceux pratiqués aujourd'hui ou réduisant fortement les volumes (incinération haute température, vitrification par torche à plasma) ou le dégazage (tritium, hydrogène). La reprise de colis primaires de déchets MAVL n'est pas exclue.

La Commission a souvent attiré l'attention sur le besoin de poursuivre les E&R sur le conditionnement des déchets bruts, notamment MAVL, dans la perspective de réaliser des colis primaires de déchets qui soient robustes à court et long terme (entreposage et stockage). L'optimisation des ressources limitées de stockage conduit maintenant à s'intéresser, au-delà des aspects organisationnels, à d'autres qualités de ces colis.

6

1.2.4. Le problème des déchets anciens du retraitement

L'exploitation des installations de retraitement de Marcoule (UP1) et de la Hague (UP2-400) et de conditionnement de Cadarache a conduit à des déchets MAVL et HAVL, conditionnés ou non. La Commission a souvent évoqué les E&R conduites sur leur conditionnement pour les rendre conformes aux critères des filières de gestion. Dans l'esprit des considérations précédentes, le CEA a présenté à la Commission un état des lieux exhaustif des caractéristiques physico-chimiques de ces déchets et les E&R en cours ou programmées jusqu'en 2030. En particulier, le CEA a montré comment les colis primaires de déchets MAVL et HAVL, réalisés ou en préparation, s'intégreront dans les familles des colis du Mid. Les colis de déchets MAVL couvrent 33 des 116 familles et 8 colis type ($38\,600\text{ m}^3$ et $110\,000$ colis) ; il n'y a que 3 familles de déchets HAVL d'un seul type de colis (verres de Piver, de l'AVM et U-Mo). Leur volume est de 700 m^3 pour $4\,500$ colis. La Commission apprécie l'effort de clarification du CEA sur les déchets historiques devant aller en stockage géologique.

1.2.5. Prise en compte de la diversité des colis primaires dirigés vers le stockage

Le nombre de colis primaires de déchets MAVL inscrits dans le Mid est considérable ainsi que leur diversité (116 familles). Pour l'exploitation du stockage, la prise en considération de la taille et du débit de dose compte en premier. Pour standardiser le dépôt de ces colis et pour d'autres raisons (protection mécanique des colis, réversibilité, compaction dans l'alvéole), l'Andra étudie des conteneurs de stockage dans lesquels seraient placés plusieurs colis primaires pour constituer un colis de stockage. Tous les conteneurs auraient la forme de parallélépipèdes ou de cubes, de hauteur limitée à 2 m, choisie pour assurer le maximum d'occupation du volume des alvéoles cylindriques. Les colis de stockage seraient associés à des hottes de transfert pour la protection radiologique. Dans les études de manutention, essentielles pour le dépôt des colis, le poids de l'ensemble : colis de stockage (jusqu'à 25 t), hôte et chariot de transfert est déterminant.

Il peut aller jusqu'à 100 t. Pour couvrir la diversité des colis primaires de déchets MAVL, l'Andra a défini 14 types de conteneurs et 5 hottes de transfert. Par ailleurs, les colis de stockage doivent être regroupés selon leur forme et les propriétés physicochimiques des déchets, qui peuvent s'exclure. L'Andra prévoit ainsi 18 types d'alvéoles pour couvrir les besoins. La faible diversité des colis type de déchets HAVL réduit considérablement ces problèmes.

1.2.6. Mise en stockage

La mise en place des colis de déchets MAVL-HAVL du Mid ne pourra se faire, selon l'Andra, qu'au rythme de quelques colis de stockage par jour (5 à 6 colis/jour pour 240 000 colis à stocker) et demandera 100 ans ou plus. Ce rythme paraît déterminé par les capacités et la sécurité de la descente au fond ; il est compatible avec une période d'exploitation et une réversibilité sur 100 ans. La chronologie de la mise en conteneurs des colis primaires et du dépôt des colis de stockage est essentiellement dictée par leurs contraintes d'entreposage (fin des autorisations) pour les déchets MAVL et leur thermicité pour les déchets HAVL. L'Andra étudie comment optimiser la reprise des colis entreposés et le remplissage du stockage en créant le moins possible de nouveaux entreposages ; elle examine aussi la possibilité de mise en colis de stockage des colis primaires sur le site du producteur (colis de Marcoule par exemple).

Seules, quelques alvéoles seront ouvertes en début d'exploitation. Ensuite, plusieurs fonctionneront en parallèle. La simulation de la dépose de tous les colis montre la complexité de l'exploitation du stockage. Les premiers colis de verres de la Hague n'iraient en stockage qu'après 2050 et 60 à 70 ans d'entreposage pour attendre une décroissance thermique acceptable. Le choix d'entreposer certains colis de verre jusqu'à 100 ans réduirait d'un tiers l'emprise du stockage. Quoi qu'il en soit, de nouvelles capacités d'entreposage des verres seront nécessaires à la Hague. Il en va de même pour des colis de déchets MAVL à la Hague et sur d'autres sites.

L'exploitation du stockage, de la confection des colis de stockage à leur dépôt dans les alvéoles sera une entreprise industrielle hors du commun, programmée sur plus d'un siècle. Au-delà des aspects de logistique, des choix devront être fait au cours de l'exploitation entre entreposage et stockage des colis. Ce point est important. La Commission s'interroge sur l'opportunité d'étudier dès maintenant un scénario qui ne serait pas de minimiser les entreposages mais l'extension du stockage HAVL, en mettant davantage de colis par alvéole. Il faudrait alors construire quelques entreposages supplémentaires pour laisser les déchets refroidir jusqu'à 120 ans mais on respecterait les contraintes thermiques tout en stockant davantage de colis HAVL dans une même alvéole. Une analyse de faisabilité et un bilan économique sont à faire.

Annexe 2

NOUVELLES DONNÉES SUR LA DIFFUSION DANS L'ARGILITE PERTURBÉE

Le principal phénomène qui contribue à la migration des éléments dans l'argilite saine du Cox est la diffusion (Dossier 2005). La diffusion d'une espèce chimique⁴ dans un milieu poreux naturel est un phénomène très complexe qui peut néanmoins être modélisé en utilisant essentiellement trois paramètres :

- ❖ le coefficient de diffusion effectif, D_e ,
- ❖ la porosité accessible, ω_{acc} (inférieure à la porosité totale de saturation en eau) et,
- ❖ le coefficient de partage K_d .

De très nombreuses études ont été conduites sur ce problème. La première étape de la migration des espèces relâchées par les colis de déchets déposés dans les alvéoles de stockage se fera dans une argilite perturbée. Dans le Dossier 2005, l'Andra a analysé cette étape transitoire en prenant pour les modélisations des valeurs dégradées des paramètres de migration correctement mesurés de l'argilite saine. Afin de conforter cette analyse l'Andra coordonne depuis 2006 des E&R pour acquérir des données expérimentales dans une argilite perturbée, c'est-à-dire plus ou moins saturée en eau (à différents pH et forces ioniques) ou en hydrogène, plus ou moins colmatée, et ayant subi des températures supérieures à la température naturelle du Cox ainsi que des agressions au contact du béton. Les E&R sont conduites par le groupement de laboratoires (GL) Transfert constitué de 7 laboratoires travaillant en collaboration et participant aux programmes européens (Funmig⁵ du 6^{ème} PCRD en particulier). Ce GL est aussi en relation avec d'autres GL mis en place par l'Andra. Les expériences de laboratoire et de terrain portent en général sur la migration d'espèces identifiées. Les résultats permettent une modélisation multi-échelles. Par ailleurs elles comportent un volet de modélisation moléculaire.

9

L'Andra a présenté à la Commission quelques exemples démonstratifs des E&R poursuivies et a fait également le bilan des avancées dans la conceptualisation du transfert des éléments dans le Cox. Ces avancées permettent de mieux comprendre la régulation de la composition, et de la force ionique, de l'eau de pore de l'argilite ; cette eau permet l'essentiel de la diffusion des espèces dans les feuillets d'argile. Les avancées portent également sur l'interaction des ions non sorbés avec la surface des feuillets des minéraux d'argile (cette interaction contrôle l'exclusion anionique et favorise la migration des cations) et l'influence de la microstructure de l'argilite imposée par les minéraux non poreux qui joue sur la porosité globale et par conséquent sur la diffusion globale. L'interaction des ions fortement sorbés, et donc leurs caractéristiques de migration, restent à l'étude. Finalement un modèle de transfert multi directionnel peut être envisagé à l'échelle de la ZT en tenant compte des variabilités spatiales du Cox.

⁴ Dans l'eau (ou une solution) d'extension infinie, le coefficient de diffusion d'un élément D_w ($m^2 s^{-1}$) est défini par $J = D_w dC/dx$, où J est le flux ($mole m^{-2} s^{-1}$), C la concentration ($mole m^{-3}$) et x (m) la direction de diffusion. Dans un milieu poreux, sa diffusion est caractérisée par le coefficient de diffusion effectif, D_e ($J = -D_e dC/dx$) qui est lié à D_w par $D_e = D_w \omega_{acc} / \tau^2$, où ω_{acc} est la porosité accessible à la diffusion (ou porosité de transport), τ la constrictivité qui tient compte de la variabilité des dimensions de pores et τ la tortuosité qui tient compte de l'allongement du parcours. Le coefficient de diffusion apparent, D_a , est défini par $dC/dt = D_a d^2C/dx^2$; avec $D_a = D_e/a$ et $a = \omega_{acc} + K_d$, étant la masse volumique (kg/m^3) et K_d le coefficient de partage ($m^3 kg^{-1}$) de l'élément dans le milieu poreux. Quand $K_d = 0$, $D_a = D_e$. Si on mesure la concentration de l'élément C après qu'il ait franchi un échantillon d'épaisseur donnée, L , et de surface S , en fonction du temps, on obtient, en régime stationnaire, une droite de pente : a et d'ordonnée à l'origine : b . Alors $D_e = a L/S C_0$ et $a = 6b / SLC_0$, C_0 étant la concentration de l'élément avant qu'il ait franchi l'échantillon. Dans un milieu isotrope et pour une espèce qui obéit à une loi de transport gaussienne par diffusion, la valeur moyenne de migration est $x_{moy} = 2 (2Dt)^{1/2}$ avec un écart type $= (2Dt)^{1/2}$, t étant le temps et D le coefficient de diffusion approprié.

⁵ Fundamental processes of radionuclide migration; 2005-2008, 6^{ème} PCRD, 15 pays, 53 partenaires dont l'Andra, le CEA, le BRGM, l'Université Joseph Fourier Grenoble 1, l'Université du Maine, l'Association pour la recherche et le développement des méthodes et processus industriels, Études-Recherches-Matériaux, l'École Nationale Supérieure de Chimie de Mulhouse, l'Alpine Institute for Environmental Dynamics et UJF-Filiale.

Dans le Dossier 2005 l'Andra a considéré que la diffusion de l'iode sous forme d'ion iodure (I^-) n'était pas ralentie par sorption ($K_d = 0$). Une faible valeur de K_d de l'ordre de 0,1 L/kg (obtenue dans certaines expériences de laboratoire alors que d'autres ne permettent pas de conclure) décalerait la sortie de l'iode relâché par le stockage au toit du Cox de 60 000 ans. C'est dire l'extrême sensibilité de la migration de l'iode à ce paramètre et l'intérêt de le connaître avec précision *in situ*. Les récentes mesures de distribution de l'iode entre les minéraux du Cox et l'eau porale montrent que l'iode originel (1 à 5 mg/kg de Cox) est inclus de façon irréversible dans les carbonates pour environ 90 %, est associé à la matière organique pour 10 % et que sa concentration dans l'eau porale est de 1 à 5 10^{-6} M. la répartition de l'iode dans les carbonates est très hétérogène. La notion de K_d suppose des échanges réversibles entre l'élément en solution et les phases solides. Elle ne peut être déduite de ces mesures qui montrent que toute expérience de mesure de K_d doit être conduite en milieu strictement anoxique (risque de présence de iodate, IO_3^- anion sorbable) et avec une concentration en iode de l'ordre de $3 \cdot 10^{-5}$ M tout en contrôlant les paramètres du système carbonate-eau (pH, P_{CO_2} , teneur en Ca). Les mesures se poursuivent pour bien comprendre les phénomènes de rétention. Devant les incertitudes sur la valeur de ce paramètre, les difficultés à le mesurer comme en témoignent les données disparates de la littérature, la modélisation de la migration de l'iode avec un $K_d = 0$, valeur que l'Andra retient, semble la seule possibilité.

La diffusion des ions Cl^- et de l'eau (HTO) dans une argilite ayant subi un cycle thermique jusqu'à 80 °C pendant 8 mois n'est pas affectée. Les lois semi-empiriques de variation de D_e et de la porosité accessible ω_{acc} en fonction du degré de saturation ont été établies pour les ions I^- et HTO (loi log-log de Archie modifiée en admettant un seuil de percolation). Elles montrent que D_e est plus sensible que ω_{acc} à la saturation en eau de l'argilite. Le colmatage des pores de l'argilite modifierait aussi les valeurs de ces paramètres. Il peut avoir lieu sur quelques dizaines de centimètres d'argilite au contact du béton car l'interface est très réactive. L'argilite est en effet modifiée par l'eau dont le pH peut atteindre 12,5 et la carbonatation du béton, due à une pression partielle de CO_2 élevée (10 mbar, 30 fois celle de l'atmosphère), peut être importante, sans compter l'influence des ions sulfates. Pour modéliser ce colmatage on peut s'appuyer sur de solides bases de données thermodynamiques, internationalement partagées, mais les données cinétiques également nécessaires sont encore incomplètes. Les premières modélisations confirment les tendances connues depuis le Dossier 2005, notamment l'arrêt de la propagation du panache alcalin par le colmatage. Les E&R continuent.

10

La migration des éléments réputés peu mobiles peut être influencée par la présence d'acides organiques. L'essentiel de la matière organique originelle du Cox (1%) est fixée mais, dans la matière organique naturelle dissoute dans l'eau porale de l'argilite (10^{-2} mole/L), il y a de nombreux acides mono et di-carboxyliques, à côté d'autres molécules organiques. Leurs concentrations sont encore inconnues et de ce fait on ne peut pas encore prévoir les effets des acides. En revanche on sait que des acides organiques formés par radiolyse de la matière organique de certains colis de déchets MAVL sont susceptibles de complexer les actinides et de faciliter leur migration. En effet leur migration (diffusion, advection, sorption) est alors contrôlée par celle des complexes. Les derniers résultats obtenus sur ces points montrent que les anions organiques en C3 ou C10 (de l'acide isosacharique et de l'éthylène diamine tétra acétique) diffusent moins vite que les ions Cl^- ou HTO (exclusions anionique et stérique), sont plus ou moins sorbés et que certains à haut poids moléculaire peuvent être fixés de façon irréversible.

Compte tenu des données thermodynamiques on prédit, dans les conditions de stockage, une formation importante d'hydrogène par corrosion anoxique du fer par l'eau, une faible solubilité de ce gaz dans l'eau, une faible sorption physique de H_2 sur des minéraux argileux et des réactions redox de H_2 avec le Fe(III) des minéraux argileux ou avec le soufre des anions HSO_4^- et de FeS_2 (pyrite, 1 à 2 % de l'argilite). La migration de H_2 dans l'argilite peut en être affectée. Dans le Dossier 2005 l'hydrogène était considéré non réactif. La concentration de H_2 dans l'eau porale est environ de $2 \cdot 10^{-4}$ M. De plus, 2 à $3 \cdot 10^{-4}$ mole/g de fraction argileuse du Cox est consommé par réduction de Fe(III) tandis que la sorption de H_2 est de 1 à $2 \cdot 10^{-3}$ mole /g de cette même fraction. Les mesures cinétiques de production de H_2S résultant de la réduction du soufre dans différentes conditions ($T < 300$ °C, $pH_2 < 18$ bar, différents pH) ont conduit à des modélisations empiriques.

A la température naturelle de l'argilite, on peut écarter (compte tenu de la forte valeur de d'enthalpie d'activation) la réduction des sulfates mais la réduction de la pyrite par l'hydrogène peut acidifier l'eau porale et la charger en ions sulfure. Ces nouvelles données permettront une meilleure évaluation à grande échelle des effets de l'hydrogène dans le stockage.

Les données acquises depuis 2006 par le GL Transfert mis en place par l'Andra contribuent à mieux connaître les phénomènes du "champ proche" d'un stockage. Pendant longtemps cette partie perturbée du stockage était considérée dans les modélisations comme une boîte noire d'où sortaient les radionucléides eux-mêmes issus des alvéoles de stockage. La migration des radionucléides dans le champ lointain est régulée par les conditions stables de ce champ. Tout éclaircissement de la phénoménologie du champ proche ne peut que contribuer à une meilleure définition du terme source.

Les E&R conduites dans ce sens par l'Andra portent sur les principales interrogations qui restaient en 2005. Elles devraient aboutir en 2012, après confrontation avec les expériences *in situ* (DIR, PAC et TER dans le laboratoire de Bure et HT dans celui du Mont-Terri) à de meilleures modélisations.

Pour ce qui concerne le champ proche quelques résultats importants ont été acquis dans le GNR Paris à propos du comportement d'U-VI en présence de Fe-II. L'évolution de l'interaction de U-VI avec des couches minces de carbonate de fer-II cristallisé (sidérite) déposé par électrophorèse sur de l'or a été suivie *in situ* par micro-pesée à la balance à quartz et ensuite par mesures *ex situ* (spectroscopies alpha, d'électrons et optiques). Vers un pH de 9 en milieu carbonate, U-VI est sorbé puis réduit partiellement en UO_{2+x} . Au pH de 7, Fe-III, qui passe alors en solution, coprécipite avec U-VI sous forme de carbonate puis U-VI est réduit par Fe-II. La complexité des interactions appelle des mesures d'EXAFS au synchrotron "Soleil".

Annexe 3

ÉVALUATION DU POTENTIEL GÉOTHERMIQUE DU TRIAS

Selon les recommandations des évaluateurs, l'Andra a procédé à la reconnaissance locale du potentiel géothermique du Trias sur la zone de transposition au moyen du forage profond EST433 de la plateforme C située au centre de la ZT.

La longueur forée de 2 000 m a permis d'atteindre la base du Trias inférieur où se situent *a priori* les zones aquifères compte tenu des connaissances géologiques générales. Cette formation du Trias inférieur (Buntsandstein) a été reconnue sur une épaisseur de 125 m grâce à trois passes carottées de 10 m chacune et des diagraphies permettant d'accéder à la porosité du milieu et de mesurer la température.

Sur le plan géologique, les trois subdivisions classiques du Trias inférieur ont été identifiées, de haut en bas :

- ❖ les grès argileux dits Grès à Voltzia⁶ ;
- ❖ les Grès vosgiens ;
- ❖ les conglomérats de base.

Au toit du Trias inférieur, les formations argileuses, dolomitiques et évaporitiques du Trias moyen et supérieur ont été traversées sur 500 m d'épaisseur.

Les performances hydrauliques du Trias inférieur ont été évaluées par des essais d'injection ou de pompage entre obturateurs dans des chambres de 25 m de long. Deux zones ont été testées dans les Grès à Voltzia et dans les Grès vosgiens en se plaçant dans les secteurs de maximum de porosité selon les indications des diagraphies. Des prélèvements d'eau de la formation pour analyses chimiques ont été effectués au cours des pompages.

13

1.1. RÉSULTATS ANNONCES ET CONCLUSIONS DE L'ANDRA

L'horizon des Grès à Voltzia montre une température de 66 °C et une transmissivité mesurée sur un intervalle de 25 m de $1,1 \cdot 10^{-3} \text{ m}^2/\text{s}$. La productivité observée y est faible puisqu'un débit de seulement 5 m³/h est produit avec un rabattement de près de 30 m. L'horizon sous-jacent des Grès vosgiens montre une transmissivité inférieure de $2,6 \cdot 10^{-4} \text{ m}^2/\text{s}$. L'ensemble de la formation révèle une salinité très élevée de 180 g/L.

L'Andra compare ces caractéristiques au cas des installations géothermiques au Dogger du centre du Bassin parisien et conclut à la non-existence d'une ressource géothermique potentielle au Trias dans la région. Les trois arguments essentiels avancés sont :

- ❖ la valeur modeste de la température rendant la ressource peu attractive ;
- ❖ la très faible productivité de la formation nécessitant des moyens lourds pour obtenir un débit rentable ;
- ❖ la très mauvaise qualité de l'eau laissant présager de phénomènes de corrosion difficiles à maîtriser et imposant la réinjection de l'eau dans le milieu.

L'ensemble de ces résultats fait qu'il n'est pas envisageable de réaliser dans ces conditions une installation géothermique fondée sur la technologie et les conditions de rentabilité actuelles.

⁶ Conifère fossile caractéristique d'une sédimentation en milieu continental.

1.1.1. Discussion sur les interprétations de l'Andra

L'approche méthodologique développée par l'Andra pour caractériser le réservoir est conforme aux règles de l'art, nous ferons cependant les commentaires suivants à propos des interprétations qui en résultent :

- ❖ *mesures hydrodynamiques* : l'opérateur qui a travaillé pour l'Andra souligne la difficulté d'opérer des mesures aux profondeurs concernées et rapporte un certain nombre de dysfonctionnements matériels de son appareillage qui sont venus perturber les essais et rendre délicate leur interprétation. A tel point que seulement deux essais sur les trois programmés ont pu être conservés. Pour valoriser néanmoins ses mesures, l'opérateur s'engage d'abord dans des interprétations théoriques complexes qui s'avèrent peu convaincantes. Au final, il fournit un résultat basé sur une méthode très classique d'interprétation de la remontée du niveau de l'eau en fin d'essai, qui a le mérite de la simplicité et de permettre de s'affranchir au mieux des conséquences des perturbations hydrauliques engendrées par des manipulations intempestives de l'appareillage, ainsi que des perturbations dues au forage. Ce sont les valeurs de transmissivités obtenues par cette méthode simple que l'Andra retient pour ses conclusions.

La productivité obtenue est très inférieure (de l'ordre d'un facteur 10) à ce que l'on pourrait attendre d'une formation possédant les transmissivités mesurées. Ceci est vraisemblablement dû au fait que les essais ont été effectués en trou nu dans une formation de grès argileux sans équipement de captage ni développement du forage à ce stade et qu'ils sont ainsi très influencés par les propriétés de l'ouvrage. Un forage réalisé dans les règles de l'art à des fins de captage d'eau permettrait d'atteindre sans aucun doute des performances bien supérieures.

On peut regretter qu'un test hydraulique global de la formation du Trias inférieur n'ait pas été réalisé. Dans les conditions actuelles des essais, on peut objecter que l'on n'a pas nécessairement testé les horizons les plus perméables. Un tel test global, ne nécessitant qu'un seul obturateur, aurait par ailleurs sans doute été plus facile à réaliser que les tests sous doubles obturateurs dont la manœuvre des vannes a semble-t-il posé beaucoup de difficultés.

Enfin, la comparaison des performances hydrauliques du Trias avec celles des installations géothermiques au Dogger en région parisienne n'est pas totalement objective car il est comparé des productivités et non des transmissivités. D'une part, nous avons vu que la productivité observée lors des tests ne peut être considérée comme représentative de celle d'une installation industrielle réalisée dans les règles de l'art qui capterait le Trias et d'autre part les productivités du Dogger invoquées par l'Andra concernent des installations qui comprennent le plus souvent plusieurs ouvrages de pompage. D'après la littérature, les transmissivités du Dogger relevées dans les forages géothermiques en région parisienne montrent une valeur moyenne de $10^{-3} \text{ m}^2/\text{s}$ variant entre $2 \cdot 10^{-4}$ et $2 \cdot 10^{-3}$. Les valeurs obtenues pour le Trias sur la zone de transposition sont bien dans la même gamme.

- ❖ *Possibilité de réinjecter l'eau dans la formation*. A ce stade des investigations, l'Andra ne fournit pas une argumentation détaillée hormis le fait qu'il serait absolument impossible de rejeter les eaux en surface et donc nécessaire de réinjecter. Si la réinjection ne pose pas de problèmes majeurs dans la formation carbonatée du Dogger, il en serait sûrement autrement dans une formation détritique argilo-gréseuse avec de surcroît une eau très fortement minéralisée. Les études manquent cependant pour pouvoir être plus précis. Une expérience faite à Melleray au nord d'Orléans dans le Trias s'était semble-t-il soldée par un échec dans les années 80. La capacité d'injecter dans le Trias est une question qui devrait cependant revenir prochainement sur le tapis dans la mesure où cette formation paraît être une cible potentielle pour la séquestration du CO_2 en profondeur. La faisabilité ou non de la réinjection ne peut donc à l'heure actuelle pas être considérée comme démontrée.

1.2. CONCLUSIONS

La Commission adhère, comme l'Andra, à la conclusion que le Trias dans la région de Bure ne représente pas une ressource géothermique potentielle attractive dans les conditions technologiques et économiques actuelles. Cependant cette considération repose plus sur la modestie de la température et l'incertitude qui demeure sur les possibilités de réinjecter l'eau que sur la productivité de l'aquifère du Trias inférieur dont il n'est pas pour l'instant démontré qu'elle soit inférieure à celle constatée dans les installations géothermiques au Dogger existantes dans le centre du Bassin parisien.

Annexe 4

ZIRA

Le PNGMDR a chargé l'Andra de proposer au Gouvernement d'ici à fin 2009 "une zone d'intérêt restreinte propice à l'implantation d'un stockage sur laquelle seront mises en œuvre des techniques d'exploration approfondies (Zira)". La Zira, dont la superficie est d'une trentaine de km², concerne au premier chef la zone d'implantation des installations souterraines du stockage ; elle sera située au sein de la zone de transposition de 250 km². A la Zira pourront être associées une ou plusieurs zones d'implantation des installations de surface (ZIIS) dont la localisation sera définie en interaction avec les préoccupations d'aménagement du territoire.

Dans son rapport n° 3 (juin 2009), la Commission avait souligné que le critère déterminant du choix de la Zira devait être la qualité géologique et en mars 2009, l'Andra avait exposé à la Commission une revue des contraintes d'ordre géologique qu'elle prendrait en compte pour ce choix. En octobre 2009, l'Andra a présenté, à la demande de la Commission, le détail des données géophysiques (sismique 2D) et géologiques (forages, prospection de surface) acquises au sein de la zone de transposition ainsi que sa démarche appliquée au choix de la Zira.

L'ensemble de ces données montre la bonne homogénéité des propriétés lithologiques, géomécaniques et thermiques des argilites du Callovo-Oxfordien (Cox) et l'absence de failles identifiables au moyen des méthodes de reconnaissance utilisées et dont le rejet serait supérieur à 5 mètres. La campagne géologique et géophysique a permis d'établir des cartes précises décrivant l'épaisseur et la profondeur du Cox. Au plan de l'hydrogéologie, les mesures effectuées dans les forages ont confirmé la très faible perméabilité de la roche, en cohérence avec les résultats du dossier 2005 Argile et ont permis de préciser l'écart entre les niveaux piézométriques des aquifères encaissants aux limites inférieure et supérieure du Cox. Enfin, le forage profond réalisé au centre de la zone de transposition a permis de reconnaître les propriétés des grès triasiques situés en profondeur sous la couche du Cox, notamment sur le plan de leur aptitude à une exploitation géothermique. La Commission a analysé les conclusions de l'Andra sur ce dernier point (cf. annexe 3) dont il ressort que le Trias dans la région de Bure ne représente pas une ressource géothermique potentielle attractive dans les conditions technologiques et économiques actuelles. Cependant cette considération repose plus sur la modestie de la température et l'incertitude qui demeure sur les possibilités incontournables de réinjecter une eau extrêmement chargée en sel que sur la productivité de l'aquifère du Trias inférieur dont il n'est pas pour l'instant catégoriquement démontré qu'elle soit inférieure à celle constatée dans des installations géothermiques telles que celles exploitant l'aquifère du Dogger dans le centre du Bassin parisien.

A partir de ces informations, l'Andra a défini les conditions optimales pour l'implantation de la Zira. Leurs caractéristiques sont :

- ❖ une épaisseur d'argilite (Cox) d'au moins 140 m ;
- ❖ une profondeur du niveau de maximum d'argilosité (le plus favorable à l'implantation d'un stockage) inférieure à 600 m pour minimiser l'endommagement causé par le creusement des galeries et l'épaisseur de béton de revêtement nécessaire au soutènement des galeries ;
- ❖ des gradients hydrauliques verticaux dans le Cox inférieurs à 0,2 m/m permettant de garantir un très faible débit molaire de l'isotope le plus mobile (iode 129) en limite de cette formation, même en cas de situation dégradée des ouvrages rebouchés.

Sur la base de ces caractéristiques, les calculs de l'Andra montrent des temps de transfert des radionucléides très longs : au moins 400 000 ans pour traverser le Cox auxquels s'ajoutent plusieurs centaines de milliers d'années avant d'atteindre un exutoire par circulation dans l'encaissant Oxfordien.

A partir de ces considérations, l'Andra a montré qu'au sein de la zone de transposition, il était possible de définir une zone plus restreinte satisfaisant aux critères géologiques et suffisamment vaste pour que diverses propositions d'implantation de Zira et des installations souterraines associées puissent être envisagées.

L'Andra a présenté ses études au Clis, aux élus et aux acteurs locaux. Elle a fait état de plusieurs scénarios d'implantation de la Zira accompagnés de plusieurs propositions d'implantation des installations de surface (ZIIS). Dans les divers scénarios envisageables pour la Zira et les ZIIS, l'Andra s'était fixé pour objectifs de préserver le cadre de vie et de permettre un aménagement harmonieux du territoire ainsi qu'un développement économique interdépartemental significatif.

Au terme de son analyse l'Andra a transmis au Gouvernement une proposition de Zira cherchant à optimiser les critères techniques et les critères liés à l'aménagement du territoire et à l'insertion locale selon les principes suivants :

- ❖ privilégier une implantation de la Zira dans la zone identifiée comme plus intéressante vis-à-vis des critères liés à la géologie et à la sûreté ;
- ❖ permettre l'implantation dans la Zira de l'architecture souterraine de référence présentée dans les options de conception 2009 ;
- ❖ être compatible avec une implantation du débouché au jour dans la zone frontalière Meuse/Haute-Marne de la descenderie envisagée pour accéder au milieu profond ;
- ❖ être compatible avec une implantation des puits d'accès dans une zone boisée ;
- ❖ éviter une implantation sous les villages.

Ce choix final porte sur une zone où les paramètres géologiques apparaissent tous comme satisfaisants. Cette zone est favorablement orientée du point de vue des contraintes naturelles en profondeur et présente une forme compatible avec les options actuelles de conception des ouvrages. Toutefois, la profondeur d'implantation y est localement voisine de 600 m et les conséquences sur la stabilité mécanique devront être soigneusement analysées.

Cette Zira est associée à l'identification d'une douzaine de zones potentielles de ZIIS pour lesquelles l'application des critères précédents conduit à étudier plus avant une implantation des installations de surface associées aux puits dans trois ZIIS situées à l'aplomb de la Zira proposée et à étudier une implantation des installations de surface associées à la descenderie dans le périmètre interdépartemental situé dans l'environnement de Bure-Saudron au sud de la Zira. Les résultats de ces études seront intégrés au dossier scientifique et technique 2012.

La Commission reconnaît l'excellente qualité du dossier scientifique établi par l'Andra et considère que la zone au sein de laquelle une Zira pourrait être choisie est cohérente avec les critères géologiques et techniques nécessaires à l'implantation éventuelle d'un stockage géologique. Elle a noté l'esprit de responsabilité des acteurs locaux qui ont demandé que ces critères jouent le premier rôle dans le choix de la Zira. Sur la base des données acquises, la Commission considère que les investigations approfondies prévues dans la Zira méritent d'être menées à bien au cours des années 2010-2011. Elles comprendront notamment une investigation par sismique 3-D qui fournira une information plus précise sur la présence éventuelle de discontinuités géologiques qui auraient pu échapper aux reconnaissances antérieures basées sur la sismique 2D et les forages. Il faudra aussi vérifier que l'on peut extrapoler à 600 m de profondeur les observations faites en laboratoire souterrain sur le comportement mécanique des galeries creusées à 500 m de profondeur.

La Commission approuve la démarche de concertation lancée par l'Andra auprès de l'ensemble des acteurs locaux pour intégrer au mieux l'aménagement du territoire, le développement interdépartemental et les préoccupations locales dans une zone dont la qualité géologique est reconnue.

La Commission prend note des diverses possibilités d'implantations des ZIIS et recommande que dans le dossier qui sera établi pour le débat public, une description précise des installations de surface et de leur objectif technique soit présentée.

Enfin, la Commission note que l'Andra envisage la possibilité de relier les installations de surface au stockage souterrain par une descenderie. L'Andra devra veiller à ce que la réalisation de ces installations et de leur liaison avec la profondeur n'altère pas les propriétés géologiques et hydrogéologiques qui ont déterminé le choix de la Zira.

Annexe 5

SCÉNARIOS

1.1. PLACE DES SCÉNARIOS DANS LES E&R

La Commission a plusieurs fois affirmé l'importance qu'elle donnait aux deux questions suivantes :

- ❖ la transmutation des actinides mineurs permettrait-elle de réduire (et si oui, en quelles proportions) l'emprise d'un site de stockage souterrain de déchets HAVL/MAVL, plus facilement réalisable que dans le cas contraire ?
- ❖ la transmutation des actinides mineurs permettrait-elle d'inaugurer une gestion des matières nucléaires qui réduise leur stock et leur inventaire dans le cycle du combustible nucléaire, assurant une gestion durable ?

Un groupe de travail (GT-TES pour Technico-économie et Scénarios) regroupant CEA, EDF et Areva, mis en place en 2007, analyse les conséquences techniques et économiques qu'aurait la transmutation des actinides mineurs. Les résultats que ce groupe de travail a présentés cette année à la Commission précisent plusieurs points des tendances annoncées l'an dernier.

Le GT-TES examine des scénarios greffés sur le déploiement d'un parc de réacteurs RNR-Na (désignés RNR dans ce qui suit) à partir de 2040. Ce déploiement et les scénarios associés ont un caractère conventionnel ; ils servent de support aux E&R. En particulier, ce ne sont pas des scénarios industriels. La seule réalité industrielle sur laquelle ils s'appuient est le lancement d'EPR qui marque le renouvellement du parc de REP de 2^{ème} génération. Toutefois, la stratégie énergétique française de développement de l'énergie nucléaire indique constamment la date de 2040 pour le déploiement des RNR.

Ces scénarios sont bâtis sur les concepts techniques du moment, alors que les temps caractéristiques du nucléaire sont suffisamment longs pour que des avancées importantes se produisent avant les échéances considérées dans les scénarios. Ainsi, certaines contraintes "industrielles" retenues pour le futur peuvent apparaître comme discutables (et ne sont déjà pas respectées), par exemple :

- ❖ capacité de retraitement des usines constante sur une durée de 40 ans ;
- ❖ quantités d'actinides mineurs et quantité totale de combustible usé entreposé maintenues au-dessous d'un seuil donné ;
- ❖ temps minimal de refroidissement du combustible irradié visé de 5 ans.

Jusqu'ici, le GT-TES considère que le renouvellement du parc actuel de réacteurs se fera à capacité totale constante, produisant 430 TWh/an avec une puissance de 60 GWe (ce qui, avec des réacteurs plus puissants que ceux de 2^{ème} génération, réduirait le nombre de tranches). On prévoit de déployer, entre 2020 et 2040, 40 GWe de EPR (capable de brûler un combustible Mox). Compte tenu des réserves en Pu stocké dans le combustible usé du parc REP, parc qui s'éteindra en 2050, il est théoriquement possible de déployer ensuite, de 2040 à 2050, 20 GWe de RNR (au rythme de 2 GWe/an).

Lorsque les premiers EPR arriveront en fin de vie (après 60 ans de fonctionnement) vers 2080, il paraît possible de mettre en service un second ensemble de RNR soit à nouveau une puissance de 40 GWe (2 GWe/an) pour aboutir vers 2100 à un parc de 60 GWe de RNR. Le Pu nécessaire pour alimenter ce nouvel ensemble de réacteurs sera séparé du combustible usé des EPR et des premiers RNR. Ce second déploiement implique de réduire le temps de refroidissement du combustible usé à environ 3,5 ans, voire d'utiliser le plutonium produit dans des couvertures fertiles des premiers RNR mis en service.

Sur l'intervalle 2020-2100, 3 usines de retraitement pourraient se succéder à la Hague. Par hypothèse, elles permettront d'extraire du combustible usé séparément : Pu, U, et éventuellement les actinides mineurs. Un résultat important de ces scénarios est de montrer que le déploiement du parc de RNR impose, sur une durée d'au moins 55 ans (comprenant les périodes transitoires 2020-2050 et 2080-2100), une capacité des usines d'environ 1 100 t/an, qui doit ensuite être maintenue à 500 t/an. Ces périodes de production de plutonium sont caractérisées par une brusque augmentation dans la production d'actinides mineurs séparés (de l'ordre de 4 t/an).

Les hypothèses que fait le GT-TES sur le fonctionnement et les caractéristiques des RNR, leur capacité ou non à transmuter les actinides mineurs du parc en place à une époque donnée, ou sur la taille et les capacités à transmuter d'éventuels ADS, ont, un impact direct sur la quantité et la proportion des matières nucléaires dans et hors réacteurs.

Le GT-TES a présenté cette année à la Commission quelques scénarios extrêmes : déploiement d'un parc ne transmutant que Pu (multirecyclage), transmutation en RNR de l'Am ou de la totalité des actinides mineurs, enfin utilisant les ADS pour réaliser ces transmutations. Dans chacun de ces cas, le GT-TES présente les bilans matières (Pu et actinides mineurs en cycle et aux déchets) et les conséquences sur les opérations du cycle, le fonctionnement des réacteurs et les coûts. L'étude d'autres situations, comme la mise en oeuvre progressive de la transmutation et la résorption de l'en-cours après arrêt des RNR, l'augmentation de la puissance installée, la présence de couvertures fertiles, de même que des évaluations de la disponibilité des réacteurs, des risques industriels et de l'impact sur les ressources naturelles est en cours. Tous les calculs sont faits avec le programme Cossi du CEA. Le GT-TES promet un rapport complet pour 2012.

2.1.1. Avancées

a) RNR ne transmutant pas les actinides mineurs

Avec un parc entier de RNR, l'équilibre entre production et destruction de Pu (et d'actinides mineurs) peut être atteint vers 2100. Sans transmuter les actinides mineurs, ce parc peut s'auto-entretenir, recyclant chaque année 80 t de Pu et 330 t de U, et consommant 40 t de URT (pérennité de l'énergie nucléaire de fission). Les réacteurs contiennent alors environ 900 t de Pu (et 20 t d'actinides mineurs produits dans le Mox-RNR). Le bilan total d'un siècle de retraitement aura alors été de confiner 7,5 t de Pu (les pertes au cours des opérations) et 385 t d'actinides mineurs dans un ou deux sites de stockage selon les possibilités d'ouverture.

b) Transmutation des actinides mineurs en RNR

Dans ce cas, les situations du parc à l'équilibre diffèrent avec le mode de transmutation. Toutefois, les tendances sont les suivantes :

- ❖ davantage de Pu présent dans le cycle : la limite basse (900 t) est celle d'un parc de RNR recyclant uniquement Pu ; l'inventaire peut atteindre jusqu'à 1 200 t avec le recyclage hétérogène (mode CCAM) ;
- ❖ stabilisation de l'inventaire d'actinides mineurs dans le cycle : 75 t en mode homogène, environ 110 t en mode hétérogène CCAM ; avec des couvertures chargées d'américium seul (mode CCAM), cet inventaire atteint 160 t.

La totalité des opérations de retraitement conduirait à stocker 65 t d'actinides mineurs et 7,5 t de Pu.

Le GT-TES a évalué les bilans massiques en actinides (en cycle et aux déchets) pour chaque cas particulier. Par exemple, si on ne transmute pas le Cm (voir ci-dessous), on met entre 20 et 30 t de Pu aux déchets au lieu de 7,5 t (ce plutonium est surtout l'isotope ^{240}Pu venant de la décroissance de ^{244}Cm à 2 kg/t dans le Mox-RNR et non réutilisable).

c) Cas des ADS

Dans l'attente du rapport final du projet intégré européen Eurotrans, le GT-TES a fondé ses évaluations sur l'utilisation d'un type d'ADS de faible puissance (400 MWth), qui le conduit à envisager un nombre démesuré d'ADS. En situation d'équilibre, la transmutation en ADS demanderait en effet 18 ADS de 400 MWth. Dans un spectre neutronique très voisin de celui des RNR, la transmutation en ADS conduit à des bilans très proches de ceux donnés ci-dessus. Toutefois, les spécificités de la transmutation en ADS rendent nécessaires de trouver environ 40 t supplémentaires de Pu, non disponibles dans le bilan donné plus haut.

d) Résultats

Tous les scénarios envisagés, avec séparation et transmutation des actinides mineurs ou d'Am seul, confirment une réduction de l'inventaire de radiotoxicité des déchets à long terme.

Pour les séquences temporelles envisagées de déploiement des réacteurs, il est intéressant d'évaluer la puissance thermique des assemblages de combustibles neuf et usé lorsque la transmutation est mise en oeuvre. Cette puissance, évidemment supérieure à celle des assemblages Mox-RNR, croît au fur et à mesure de la mise en oeuvre de la transmutation. Par exemple, en régime d'équilibre, elle atteindrait en 2140 :

- ❖ au chargement du réacteur, 9 kW par assemblage en mode CCAM et 7 kW en ADS, contre 0,5 kW pour le Mox-RNR ;
- ❖ au déchargement, plusieurs dizaines de kW (60 kW en mode CCAM contre 45 kW pour le Mox-RNR).

23

Au vu des contraintes opérationnelles actuelles, ceci laisse prévoir de sérieux problèmes de thermique lors du transport et de la manutention de ces assemblages. Pour une transmutation en mode CCAM et en ADS, l'examen détaillé des opérations du cycle associé à un parc à l'équilibre de réacteurs fait apparaître de grandes difficultés au stade de la fabrication des assemblages, qui seraient cependant considérablement allégées en ne transmutant pas le Cm, très radioactif et émetteur de neutrons.

Lorsque le parc atteint l'équilibre, les quantités de combustible à manipuler sont de quelques centaines de tonnes par an pour le recyclage homogène (450 t, 2 750 assemblages) et de quelques dizaines de tonnes par an pour le recyclage hétérogène (30 t et 300 assemblages pour le mode CCAM, et 700 en ADS). Même en ne transmutant que l'Am, on devra mettre en oeuvre des dispositifs renforcés de radioprotection (contre l'émission de neutrons et de rayonnement gamma) et de télé-opération. Les matières à transformer devront être refroidies au cours de la fabrication des assemblages. Dans les opérations de retraitement, le contrôle de la criticité en présence d'actinides mineurs sera plus aigu que pour le Pu, même s'il reste de même nature.

En transmutation homogène, la teneur en actinides mineurs du combustible est limitée à quelques % pour ne pas dégrader les paramètres de sûreté des RNR. Par contre, en recyclage hétérogène, une teneur beaucoup plus élevée en actinides mineurs dans certains assemblages pourrait avoir des conséquences importantes. Par exemple, au cours des premières années de la transmutation, deux rangées de CCAM autour du cœur du réacteur sont nécessaires, au moins sur 1/3 du parc, pour incinérer les actinides mineurs produits et ne charger qu'un tiers des réacteurs. D'où une augmentation du diamètre du cœur d'un RNR (et de la cuve), des modifications de son architecture et une manutention plus compliquée du combustible.

Le stockage temporaire des assemblages de combustible usé avant déchargement est lui aussi concerné : à titre d'exemple, faut-il prévoir un premier séjour en périphérie du cœur ?

Les données économiques concernant le stockage sont discutées dans le chapitre 1. Des données économiques qualitatives ont été présentées à la Commission par l'Institut I-Tésé du CEA. Dans une première approche, elles se fondent sur un taux d'actualisation dit "privé" (8 % puis 3 % après 30 ans). La méthodologie retenue distingue, dans le calcul du coût du kWh_e, la part du coût provenant du réacteur (93 %) et celle provenant du combustible (7 %), lui-même décomposé en différents postes : fabrication des assemblages, transport, retraitement et stockage. La référence pour les évaluations est celle d'un parc de RNR ne transmutant pas, pour lequel la décomposition des postes sur le prix du kWh_e semble bien établie : 37 % pour le retraitement, 54 % pour la fabrication, les 9 % restants consacrés aux autres dépenses plus ou moins lointaines (actualisation). La transmutation des actinides mineurs en RNR augmenterait les deux premiers postes de 100 % et de 50 % respectivement. En choisissant de transmuter en ADS, le poste construction augmenterait de 25 % par rapport à des RNR. Au total, la transmutation augmenterait le coût du kWh_e de 10 % (dont 7 % proviendrait du combustible) dans le cas où on ferait appel à des RNR, et de 20 % à des ADS. I-Tésé a aussi présenté une projection quantitative des dépenses brutes annuelles à venir jusqu'en 2150, entre 500 et 1 000 M€/an dès 2040 selon le mode de transmutation en RNR, explosant pour la transmutation en ADS (jusqu'à 4 500 M€/an en 2100 pour le parc à l'équilibre). Le caractère "arrondi" de ces chiffres indique bien que ces estimations sont à affiner.

EDF craint que ces études économiques n'intègrent qu'une partie du risque (le retour d'expérience montrant systématiquement un renchérissement des travaux entrepris et leur allongement dans le temps) et souhaiterait voir définie une fourchette des coûts. EDF souhaite également que les E&R-scénarios intègrent le tempo d'un déploiement industriel de RNR seulement électrogènes, suivi de l'introduction progressive de la transmutation (limitée à celle de l'Am en mode CCAM). Une telle démarche permettrait la complexification progressive du traitement et de la fabrication des assemblages.

24

Enfin, EDF appelle à une étude coût-bénéfice, notamment vis-à-vis du stockage. Celle-ci devrait porter sur un site de stockage unique, dont l'emprise serait étendue et l'exploitation prolongée jusqu'en 2200. Dans l'hypothèse où une telle extension serait envisageable, la transmutation réduirait de 30 % la zone prévue pour les déchets HAVL (à raison de colis CSD-V pouvant être calibrés à $2,5 \cdot 10^{19}$ alpha/g à 10 000 ans et de 2 CSDC/TWhe) et à une réduction globale de 25 % de l'emprise souterraine par rapport à une situation sans transmutation. L'influence de la séparation-transmutation sur le stockage est reprise ci-dessous.

Areva, comme EDF, pense introduire du réalisme dans les scénarios en s'appuyant sur le retour d'expérience du monorecyclage du Pu en REP et en étudiant les changements qu'entraînera le retraitement du Mox-EPR sur les usines du cycle. Areva estime que le rythme de déploiement des RNR, à la cadence de 2 GWe/an, semble difficile à tenir et prédit son étalement dans le temps, comme pour celui de nouvelles usines du cycle pour la transmutation (Ganex ou séparation individuelle des actinides mineurs). Enfin la situation française ne peut être découplée à une époque donnée de la situation internationale.

2.2. ENSEIGNEMENTS DES SCÉNARIOS

Les premières données des E&R-scénarios éclairent, d'une part sur l'ampleur des dispositifs et des innovations nécessaires pour surmonter les difficultés (réacteurs, fabrication, manutention, transport et traitement du combustible) et d'autre part jettent de sérieux doutes sur certains scénarios. Par exemple, la transmutation du Cm en RNR est si compliquée qu'elle semble d'ores et déjà écartée par les industriels ; le coût de la transmutation avec des ADS ne paraît pas soutenable, même si certaines hypothèses prises pour ces dispositifs peuvent être discutées. De façon générale, l'état actuel des E&R permet rarement de situer, pour un problème donné, les difficultés au plan technique ou au plan financier. Il sera donc important de compléter les scénarios de déploiement, de préciser la durée des transitoires vers un parc « tout-RNR », sans oublier l'examen de son alimentation en plutonium. Les points les plus difficiles devraient être éclairés progressivement.

Les résultats importants de ces travaux sont la démonstration de la possibilité de multirecyclier le Pu et la réduction de la radiotoxicité à long terme des déchets. Certains aspects restent préoccupants comme par exemple les tensions sur le retraitement du combustible usé, les inventaires en actinides mineurs qui se retrouvent dans le cycle (plus de 200 t).

Les premières données montrent que pour mettre en route un parc de RNR et pour l'alimenter, notre pays dispose d'ores et déjà d'un stock d'uranium appauvri surdimensionné. Avec l'arrêt progressif des REP ce stock aura cessé de s'accroître mais une grande partie de l'uranium appauvri devra probablement être considérée comme un déchet.

En conclusion, ces scénarios font apparaître des éléments importants à bien cerner pour l'évaluation de la transmutation en opération industrielle : les temps de recyclage de l'ordre de la dizaine d'années ; la transmutation de quantités importantes de matières hautement radioactives (Pu et actinides mineurs) présentes, soit en réacteur, soit dans les usines de retraitement (900 t de Pu et 200 t d'actinides mineurs).

En dépit de résultats obtenus déjà brillants, des efforts importants sont à fournir sur 3 plans : celui de la recherche pour améliorer les ordres de grandeurs cités ci-dessus, celui de la sûreté, celui des investissements. Ces 3 aspects demanderont patience, ténacité et continuité.

2.2.1. Séparation-transmutation et stockage

Les données des scénarios permettent d'évaluer l'impact de la séparation-transmutation sur le stockage de déchets issus d'un parc multirecyclant le Pu et transmutant les actinides mineurs. Dans son rapport n° 3, la Commission a attiré l'attention sur la nécessité d'apprécier quantitativement les effets attendus pour consolider les premières indications présentées l'an dernier. Dans 3 scénarios (multirecyclage du Pu, transmutation de Am et des actinides mineurs entre 2040 et 2150), le CEA et l'Andra ont évalué le nombre de colis attendus, et leurs déposes dans un ou deux stockages (suivant celui à ouvrir vers 2025) après 70 ou 120 ans d'entreposage, pour estimer les emprises souterraines des sites et leurs coûts.

25

Les colis primaires CSD-V doivent respecter deux limites opérationnelles : teneur en émetteurs alpha et teneur en PF et en actinides. Leur nombre dépendra des scénarios puisqu'ils renfermeront, outre les PF, les actinides mineurs ou bien Np et Cm (si on transmute seulement Am) selon les choix de transmutation mais aussi des assemblages retraités UOX et Mox-REP/EPR ou bien Mox-RNR pendant les périodes de transition. Ce nombre, voisin de 95 000 (pour la transmutation de Am), ne s'en écarte pas de plus de 10 % dans les autres scénarios et le paramètre déterminant pour le stockage est la thermique de ces colis. Les nombres de colis MAVL, de structure et technologiques, sont les mêmes dans les 3 scénarios, respectivement proches de 250 000 et de 55 000, les CSDC des RNR étant légèrement thermiques. Les productions de ces colis diffèrent selon la période (transitoires et équilibre) et leurs chronologies sont bien établies. Les données permettent de comparer les volumes de déchets HAVL et MAVL à ceux du Mid 2009 (volume de HAVL 2,5 fois plus élevé et le volume des MAVL divisé par 1,5), avec des productions annuelles sensiblement égales à ce qu'elles sont aujourd'hui.

Le concept des futurs stockages est pris identique à celui du stockage étudié dans le Cox de Meuse/Haute-Marne. Pour tenir compte des spécificités des colis et de leur production, l'Andra a étudié 10 configurations de stockage. De cette étude, il ressort d'abord que pour les déchets issus du multirecyclage de Pu et renfermant les PF et les actinides mineurs il faudrait doubler la durabilité du surconteneur des CSD-V. L'impact radiologique (dû aux PF mobiles) ne subirait pas de variation significative, malgré la densification des colis ne contenant pas d'actinides mineurs dans le stockage mais seulement des PF. Les autres aspects de la sûreté sont à l'étude. Un premier stockage correspondrait aux déchets de la période 2040-2100 (transition entre le parc actuel et le parc à 100 % de RNR) et un second (ou l'extension du premier) à la période 2100-2150 (parc RNR à l'équilibre). Pour chaque configuration, l'Andra donne les surfaces nécessaires au dépôt des colis MAVL (qui reste sensiblement constante) et de déchets HAVL et aussi le volume excavé. En prenant à nouveau comme référence celle correspondant au scénario de multirecyclage de Pu, on peut conclure de ces valeurs que la transmutation de Am et des actinides mineurs réduirait d'un facteur 2-2,5 l'emprise de la zone HAVL, de 30 à 40 % le volume

excavé, de 2 300 ans à 200 ans la durée de la phase thermique, mais suppose une plus grande durée d'entreposage, ce qui diminue les emprises (par exemple, 60 % pour les colis ne renfermant que les PF). Après 120 ans d'entreposage, l'Andra estime qu'on gagne encore 25 % sur l'emprise du stockage : ce gain peut paraître faible, mais il conviendrait d'étudier plus avant certaines de ses conséquences : par exemple, cette réduction d'emprise permettrait-elle d'éviter de construire un second site de stockage géologique et de bénéficier des infrastructures déjà créées (puits, zone de réception des colis, ingénierie minière...) ? On remarquera que le scénario impliquant la séparation-transmutation des actinides mineurs, et un entreposage durant 120 ans des colis de verres avant stockage, est le seul qui permette d'atteindre les limites de compacité du concept actuel de stockage géologique. Les coûts, proportionnels aux volumes excavés, ne sont pas chiffrés par l'Andra.

D'ores et déjà, on peut retenir que les gains apportés par la séparation-transmutation sur l'emprise des stockages, pour une durée d'entreposage des colis de verre de 70 ans, seraient voisins d'un facteur 2, comparé au stockage des déchets d'un parc de RNR ne transmutant pas les actinides mineurs. La situation la plus réaliste, la transmutation d'Am, pourrait ainsi être progressivement mise en œuvre. La thermique des déchets est la contrainte majeure sur l'extension du concept actuel de stockage, lorsqu'on recherche la compacité maximale compatible avec la limite supérieure de 90 °C en peau externe de chemisage au contact de l'argile.

Annexe 6

LE PROTOTYPE ET LE PROGRAMME ASTRID

1.1. LE CONTEXTE

Pour ce qui concerne la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue, l'article 3 de la loi de 2006 précise : *"Les études et recherches correspondantes sont conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires mentionnés à l'article 5 de la loi n° 2005-781 du 13 juillet 2005 de programme fixant les orientations de la politique énergétique ainsi que sur les réacteurs pilotés par accélérateur 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"*. Les E&R sur la séparation-transmutation doivent donc, au moins jusqu'en 2012, être conduites simultanément aux recherches sur les "nouvelles générations de réacteurs" c'est-à-dire les réacteurs de fission de 4^{ème} génération et les ADS.

Le CEA, qui coordonne les E&R en séparation-transmutation, se trouve ainsi placé devant deux échéances successives : 2012 et 2020. Dans la perspective où le RNR "Astrid" est à la fois un prototype de réacteur industriel à neutrons rapides et un démonstrateur de la transmutation, qui serait mis en service en 2020, on expose ci-dessous les E&R conduites par la collaboration tripartite CEA, AREVA et EDF.

Le programme Astrid (réacteur rapide refroidi au sodium) intègre le retour d'expérience des réacteurs Phénix, Superphénix d'une part et les études EFR (European Fast Reactor) dans le cadre des critères Gen-IV d'autre part. Il se fixe les objectifs suivants :

- ❖ une conception particulièrement robuste ;
- ❖ un coût d'investissement maîtrisé ;
- ❖ un niveau de sûreté équivalent à celui de l'EPR ;
- ❖ une disponibilité devant atteindre 90 %, impliquant des contraintes sur l'inspectabilité en service et la maintenance-réparabilité ;
- ❖ une capacité de transmuter les actinides mineurs.

27

1.2. ÉLÉMENTS DE PLANNING

Les E&R sur la séparation-transmutation ont été opportunément intégrées à un "avant-projet" structuré, qui les recentre plus étroitement sur les objectifs de construction du prototype Astrid.

Une date-clé du programme scinde l'avant-projet en deux phases, séparées par l'échéance de 2012. La phase 1 est nécessaire pour approfondir les échanges avec l'ASN sur les grandes orientations de sûreté. C'est pourquoi le dossier de sûreté d'Astrid se limitera en 2012 à des orientations de sûreté, avec les premiers avis de l'ASN. Au cours de cette phase, le choix du concept de réacteur doit être arrêté sur la base des résultats acquis à cette date dans les domaines techniques mais aussi des prévisions de scénarios technico-économiques. Le montant de l'investissement doit être chiffré et la planification des étapes suivantes précisée. Une première liste d'options préliminaires sera validée mi-2010, tandis que d'autres resteront ouvertes ; certaines pourraient ne déboucher qu'après la mise en service du réacteur.

La période 2012 à 2014 sera consacrée à la rédaction du dossier final de sûreté. EDF évalue la durée de la rédaction de l'avant-projet détaillé d'Astrid à 3 ans (à partir de 2014) et celle de sa mise en place également à 3 ans, précédant la construction.

La construction du réacteur Astrid doit s'accompagner de la mise en service d'un atelier de fabrication du combustible (AFC) Mox à la Hague et d'un atelier de fabrication (Alfa) d'aiguilles chargées en actinides mineurs adossé à l'installation Atalante à Marcoule. Le programme prévoit la rédaction d'un avant-projet sommaire de l'AFC pour 2011 et celle d'un avant-projet détaillé pour 2013. L'atelier AFC devrait entrer en fonctionnement en 2017. Les E&R sur le réacteur nécessitent aussi la rénovation d'installations technologiques de tests indispensables à l'échelle 1 des composants. Elles ont commencé dès 2010 : c'est le cas de boucles sodium, ou de la remise en fonctionnement de la maquette critique Masurca à Cadarache.

1.3. POSITIONS RESPECTIVES DES ACTEURS

Le CEA, qui conduit depuis de nombreuses années des E&R en soutien aux industriels du nucléaire et coordonne les E&R sur la séparation-transmutation considère le recyclage des actinides mineurs comme un objectif majeur ; il souhaite en démontrer la faisabilité à une échelle industrielle dans le réacteur Astrid. Il a aussi entrepris un vigoureux effort de simulation pour explorer des domaines difficilement accessibles à l'expérimentation, et a réorganisé et intégré ses grandes plateformes de calcul pour réduire la durée et le coût des E&R.

EDF considère que le prototype doit impérativement tester les principales opérations de conduite, de maintenance et de disponibilité d'une filière commerciale et constituer le banc d'essai de ses fonctions de sûreté. La transmutation en RNR lui paraît une option à évaluer dans un cadre global (amont du cycle, réacteurs et aval du cycle). EDF souligne la difficulté d'optimiser le démonstrateur d'une filière industrielle, fût-il de taille réduite, en lui assignant aussi des objectifs de recherche. En effet, tout programme de recherche sur la transmutation, devant valider des concepts de neutronique, des matériaux et des combustibles chargés en actinides mineurs, passe par des irradiations en neutrons rapides qui perturberont la neutronique du réacteur, compliqueront la manutention de ses assemblages et les tests nécessaires à son extrapolation à l'échelle industrielle. EDF exprime la crainte que des opérations d'irradiation puissent contrecarrer les efforts en vue d'évaluer la disponibilité du démonstrateur, un point qu'elle considère comme crucial après l'expérience de Superphenix. EDF souhaite attendre l'évaluation approfondie de l'impact de la séparation-transmutation et le dossier global que le CEA doit remettre au Gouvernement en 2012 sur les perspectives industrielles de la transmutation avant d'introduire le recyclage des actinides mineurs dans la conception du réacteur Astrid.

28

Pour concilier ces points de vue, une démarche prudente, progressive, flexible, est adoptée jusqu'en 2012. En effet, aboutir à une définition claire du réacteur à construire implique de répondre aux questions suivantes : l'échelle du démonstrateur sera-t-elle suffisante pour tester la sûreté et les principales opérations de conduite et de maintenance d'un réacteur commercial ? Lui demandera-t-on également de valider des concepts de séparation-transmutation, de nouveaux matériaux et combustibles ?

1.4. MOYENS

En se réorganisant, la DEN du CEA a recentré une large part de ses moyens sur le programme Astrid, ce que la Commission avait fortement encouragé dans son rapport précédent. Le CEA a redéployé les moyens de la DEN, en particulier ceux du programme Astrid (150 personnes, en augmentation progressive à partir de 2010). Concernant les moyens humains, le CEA attire l'attention sur le fait qu'à trop retarder la construction d'Astrid, on finirait par perdre les compétences héritées de la construction des RNR français ou des études du projet EFR : on ne gagnera rien à dépasser la date de 2020 si l'on souhaite s'appuyer sur l'expérience "historique" des constructeurs de Phénix et Superphénix.

EDF insiste sur son rôle de fournisseur d'électricité, "d'investisseur exploitant". Une large part de ses E&R est consacrée au soutien à ses projets industriels de court et moyen terme, et EDF met en avant les contraintes qui pèsent sur ses moyens. Sa position l'amène aussi à formuler de façon rigoureuse les critères d'organisation qui doivent sous-tendre le projet Astrid. Le budget de la R&D nucléaire (131 M€) à EDF représente la moitié du budget total de R&D ; 30 ingénieurs-an travaillent sur le programme RNR-Na.

Areva, fournisseur en réacteurs et services des cycles amont et aval du combustible, ne s'est pas exprimé cette année devant la Commission sur le programme Astrid.

Les acquis attendus des E&R sur les RNR-Na et le rapport du CEA sur la séparation-transmutation prépareront deux décisions gouvernementales majeures en 2012 : celle de construire le réacteur Astrid et celle de poursuivre les E&R sur le recyclage des actinides mineurs. Les enjeux sont importants. Si on veut simplement multirecycler le Pu dans les RNR, Astrid peut être un simple prototype de RNR ; si on veut recycler les actinides mineurs, Astrid doit être un prototype plus compliqué.

1.5. LES E&R DU PROGRAMME ASTRID (ACTUELLES ET FUTURES)

La construction du réacteur Astrid, première étape de la mise en service en France de RNR capables de transmuter le plutonium et les actinides mineurs, implique des choix sur le réacteur et sur les installations associées.

1.5.1. Grandes options pour un réacteur rapide

Les retours d'expériences de Phénix (PX) et Superphénix (SPX), dont l'instruction, la synthèse et la documentation ont été remarquablement menées, ont montré que les performances en opération des futurs RNR, leur compétitivité économique et leur sûreté doivent être considérablement améliorées par des simplifications, des innovations, sinon de véritables ruptures technologiques. De 2007 à 2009, 4 grands domaines d'innovation ont été explorés : l'acceptabilité du point de vue de la sûreté, le coût d'investissement, l'exploitabilité et la gestion des ressources, pour définir un ensemble préliminaire d'exigences d'exploitabilité et de sûreté.

Une première décision concerne l'architecture générale du réacteur : s'agira-t-il d'un réacteur à circuit primaire intégré ou d'un réacteur à boucles ? Le second (sur le modèle japonais) offre des avantages, en particulier au plan de l'accessibilité pour inspection, mais l'expérience française plaide plutôt pour le premier ; bien que les termes de ce choix n'aient pas été présentés, il devrait être tranché mi-2010. Il semble que ce choix n'influerait pas sur le type de cœur choisi.

Le niveau de sûreté des RNR doit être au moins équivalent à celui de l'EPR. La neutronique d'un RNR est beaucoup plus compliquée, parce que plus prompte, que celle d'un réacteur thermique. Comme l'expérience sur les RNR est moindre que sur les réacteurs de seconde génération, des contraintes sévères s'appliquent aux coefficients de sûreté et à la conduite des RNR. La collaboration tripartite Areva-CEA-EDF travaille de façon approfondie sur ce point.

D'une manière générale, les études ont envisagé deux stratégies de sûreté différentes : la première recherche "l'élimination pratique" des accidents les plus graves, comme l'endommagement du cœur par fusion généralisée, alors que la seconde, tout en appelant à un niveau élevé de prévention, impose de prendre en compte la réalisation effective de l'accident. On remarquera que, dans le premier cas, l'innovation méthodologique (démontrer que les mesures prises sont exhaustives) s'ajoute à des innovations techniques. Le niveau de sûreté visé est celui de l'EPR. Ceci signifie qu'il faut ramener la probabilité d'un accident de fusion du cœur à 10^{-5} réacteur an. On cherche également à accroître la robustesse de la démonstration de sûreté, par rapport aux réacteurs RNR-Na précédents.

Les problèmes fondamentaux posés par la sûreté sont, d'une part la libération d'énergie mécanique par une excursion de puissance survenant durant une fusion du cœur, problème en partie traité avec l'EPR, et en conséquence l'élimination de ses sources, problèmes plus aigus sur les RNR et expliqués ci-dessous. Le travail sur Astrid n'a de sens que si l'analyse de sûreté du prototype est aussi proche que possible de celle du réacteur commercial. Comme nous le verrons plus loin, un cœur trop petit se trouve exclu.

1.5.2. Un cœur innovant

Dans un RNR, le temps de vie des neutrons de fission n'est que de quelques μs , (contre des ms en réacteur thermique) et il croît avec la taille du réacteur (0.25 μs pour 250 MWe, 0.5 μs pour 1 200 MWe). Tout écart au fonctionnement nominal caractérisé par l'auto-entretien de la réaction en chaîne (ce que les neutroniciens appellent une "insertion – positive ou négative – de réactivité") entraîne une variation de la puissance délivrée qui peut évoluer, en un temps très court, vers des situations dangereuses. Il est donc important que le concept de réacteur prévoie des contre-réactions rapides aux variations de régime de celui-ci.

Deux sources de difficultés sont présentes :

- ❖ L'évolution au cours du temps de la composition du combustible, en particulier la concentration croissante de produits de fission neutrophages, tend à diminuer la réactivité du réacteur au cours du temps. Ceci oblige à prévoir une "réserve" de réactivité lorsqu'on démarre le fonctionnement du réacteur. Pour cette raison, des barres de commande sont alors profondément insérées dans le cœur du réacteur ; elles seront progressivement relevées au cours du temps. Il y a là une source considérable d'énergie, pouvant être libérée si elle n'est plus maîtrisée (éjection intempestive des barres), et qu'on souhaite réduire autant que possible.
- ❖ L'évacuation de la puissance par le liquide réfrigérant (sodium) doit être constamment maintenue. L'apparition de bulles dans le sodium, *a fortiori* son absence momentanée dans le cœur, doivent à tout prix être évités. Contrairement à ce qui se passe avec les réacteurs à spectre thermique, il n'existe pas, dans les RNR, de contre-réaction. Il faut donc réduire cet effet appelé de "vidange sodium" autant que possible.

30

Dans les cœurs dits "avancés", ou "innovants", on cherche aujourd'hui à limiter autant que possible la réactivité initiale et l'effet de vidange sodium, qui pourraient conduire à la fusion du cœur.

1.5.3. Réactivité initiale

Un RNR a la propriété de pouvoir fabriquer plus de noyaux fissiles qu'il n'en consomme (surgénération). Pour réduire sa réactivité initiale, on utilise cette propriété : on attend du gain de surgénération (Internal Breeding Gain ou IBG) de la zone fissile qu'il rattrape la chute de réactivité due à la concentration croissante en produits de fission.

Il est toujours difficile au cœur d'un RNR d'être vraiment surgénérateur. C'est pourquoi on l'entoure de couvertures axiales (au-dessus et au-dessous du cœur) et radiale (autour du cœur). Le gain de surgénération dans les couvertures s'ajoute au gain interne pour donner le gain total. Dans un RNR "innovant", sans couvertures, on cherchera à obtenir un gain interne de surgénération légèrement positif.

Ce gain croît avec la concentration de (U + Pu) dans le cœur et décroît avec celle de Pu, qu'on va donc chercher à minimiser.

1.5.4. Vidange sodium

Elle peut être due à l'entrée de gaz dans le cœur (formation de bulle due à une augmentation de puissance) ou à un arrêt de la circulation du liquide réfrigérant. On montre qu'un RNR est instable vis-à-vis de ce risque (c'est-à-dire que, par construction, il ne dispose pas d'une contre réaction s'y opposant spontanément). La mesure de cette instabilité correspond à une forte augmentation de réactivité qu'on estime devoir diviser par un facteur de l'ordre de 5 pour échapper à tout risque de réactivité prompt. A l'excursion de réactivité s'oppose l'effet Doppler (contre-réaction s'opposant à toute élévation de température dans le cœur, importante dans les réacteurs thermiques, et présente dans les RNR) dont l'amplitude doit être calculée entre la température de fonctionnement du cœur et celle de sa fusion. L'effet Doppler est dû à la capture neutronique dans les résonances de ^{238}U . On accroît son efficacité (son effet de contre-réaction) en augmentant la concentration de ^{238}U dans le combustible et en "adoucissant" le spectre neutronique par des modérateurs. Il est également favorable d'accroître l'écart entre la température de fonctionnement et température : une raison de s'intéresser aux carbures et aux nitrures, des combustibles plus "froids que les oxydes".

Trois effets se conjuguent dans l'effet de vidange sodium : diminution des captures neutroniques (un effet défavorable), augmentation des fuites par perte du réfrigérant (favorable), enfin réduction du ralentissement dans le sodium. Ce dernier effet, défavorable au centre d'un grand cœur, devient favorable en bordure du cœur et dans les couvertures.

Le sodium capture les neutrons et les ralentit. L'absence de réfrigérant a donc deux effets : durcir le spectre des neutrons (composante dite "spectrale") et réduire leur capture (composante dite "de fuite").

La composante spectrale dépend de l'importance du rôle d'un neutron à maintenir la réaction en chaîne. Dans les RNR, cette importance croît avec l'énergie des neutrons au-delà de 800 keV et le durcissement du spectre se traduit par une réactivité accrue. Comment peut-on minimiser cette composante ?

- ❖ En introduisant des absorbants à haute énergie, mais l'effet est trop faible et cette méthode abandonnée.
- ❖ En introduisant des aiguilles modératrices pour adoucir le spectre (et favoriser par conséquent la contre-réaction Doppler). Il en résulte des problèmes technologiques et de sûreté, et le gain de surgénération s'en trouve pénalisé.
- ❖ En introduisant d'autres combustibles : bien que le coefficient de vidange y soit peu sensible, on améliore beaucoup le gain de surgénération interne et le coefficient Doppler. Le carbure se révèle particulièrement intéressant.
- ❖ En réduisant la proportion de sodium et en augmentant celle du combustible dans le cœur, on améliore significativement les coefficients de contre-réaction (vidange sodium : 100 pcm par % Na et Doppler) et même le gain de surgénération interne.

La composante de fuite est importante au bord du cœur, puisque la vidange sodium augmente les fuites dans les régions où celles-ci sont présentes. Pour des volumes de cœur inférieurs à 3 m^3 , elle joue un rôle prépondérant. Comment peut-on la maximiser dans des cœurs de grand volume ?

- ❖ En favorisant des formes du cœur très aplaties ou très allongées (dans SPX et EFR, $H/D = 0.25$).
- ❖ En créant des gradients de flux dans le cœur par des hétérogénéités fertiles. On parle de cœur modulaire ou annulaire, ou comportant des hétérogénéités axiales ou radiales. Ces modifications, qui accroissent la taille du cœur et diminuent considérablement le gain de surgénération interne, se révèlent peu efficaces.

- ❖ En créant une zone de forte concentration (90 %) sodium – ou "plenum sodium" - au sommet du cœur, sur plusieurs dizaines de cm. La zone de fuite ainsi créée fournit une partie de la contre-réactivité cherchée (l'ébullition commence dans la partie supérieure la plus chaude). Il apparaît toutefois que cette solution n'est pas universelle, ni suffisante.

1.5.5. Objectifs et solutions

Pour obtenir le maximum d'énergie possible du combustible (un taux de combustion élevé, tout en retraitant le moins souvent possible le combustible usé), les modifications décrites ci-dessus doivent être obtenues au meilleur prix (qui va avec une recherche de compacité du design du réacteur et donc une densité de puissance élevée). Au plan de la neutronique, on aboutit aux objectifs suivants :

- ❖ réduire l'effet de vidange sodium ;
- ❖ atteindre un gain interne de surgénération légèrement positif ;
- ❖ atteindre un taux de combustion élevé ;
- ❖ recycler les actinides mineurs.

Le projet de RNR étudié par le CEA et ses partenaires s'est focalisé sur un réacteur de 1 500 MWe, sans couvertures. Son gros volume impose de réduire surtout la composante spectrale de l'effet de vidange sodium. La fraction sodium du cœur est réduite au profit de la fraction combustible ; on fera éventuellement appel à un modérateur (idéalement dans le matériau de la gaine pour ne pas diminuer la fraction combustible) et à un "plenum sodium" à la partie supérieure du cœur.

1.5.6. Cœur à combustible oxyde

Une taille accrue des pastilles combustibles dans de grosses aiguilles (diamètre > 10 mm) et maintenues par une grille au pas serré amène la proportion du combustible à 47 % (contre 40 % au projet EFR). L'épaisseur du tube des aiguilles a été réduite, comme le diamètre du fil hélicoïdal "espaceur" entre elles pour aboutir à une proportion de sodium de 27 % dans le cœur (contre 35 % dans projet EFR), sans qu'apparaissent de problèmes de thermo-hydraulique. L'utilisation d'un matériau de gaine à base d'acier à dispersion d'oxyde (ODS), moins sensible au gonflement sous irradiation, permettrait d'améliorer encore ces proportions. Cet argument est d'autant plus important qu'on recherche des taux de combustion élevés : on prévoit que le taux de combustion puisse passer de 1 200 équivalents-jours à puissance nominale (jepn), avec les aciers austénitiques utilisés jusqu'ici, à 2 000 avec les aciers ODS (le temps du combustible en réacteur est limité à une dose de 200 dpa dans les matériaux) pour dépasser 100 GWj/t.

Le gain de surgénération obtenu permet de prévoir une faible variation de la réactivité du cœur au cours du temps, des barres de commande insérées moins profondément dans le cœur à son démarrage, réduisant les risques d'une éjection intempestive.

L'effet de vidange est moindre que dans EFR. L'utilisation d'un plenum sodium d'une hauteur de 30 cm, situé au-dessus du cœur et rempli à 90 % par du Na constitue une option encore ouverte (rappelons qu'elle permet de réduire de 18 % l'effet de vidange).

Le cœur, de volume 15.6 m³, est aussi aplati que ceux de PX et SPX. Deux zones radiales enrichies différemment en Pu (dont la proportion moyenne est dans le cœur de 15 %, contre 19.2 % dans EFR) permettent d'aplatir la distribution de puissance, avec 33 barres de commande. L'inventaire de Pu est d'environ 10 t contre 8.8 t dans EFR.

Un modérateur pourrait être mélangé au matériau de gaine, ou introduit via des barres de commandes, sous forme de B₄C dont le comportement sous irradiation est bien connu, ou de BeO. Comme un tel choix dégrade le gain interne de surgénération, une couverture axiale pourrait alors être insérée sous le cœur.

1.5.7. Combustible à combustible carbure

L'utilisation d'un combustible carbure permet d'utiliser un combustible plus dense que l'oxyde et d'accroître la proportion de combustible : deux situations favorables au coefficient Doppler. On facilite l'isogénération. La conductivité thermique du carbure est 6 fois celle de l'oxyde ; il en résulte une densité de puissance linéaire plus élevée, donc une possible réduction du volume du cœur ou l'opportunité de travailler à plus faible température.

Mais le carbure gonflant sous irradiation, il faut accroître la porosité de la pastille et sa distance à la gaine. Toutefois, la densité reste supérieure de 17 % à celle de l'oxyde. La connaissance des propriétés du carbure devrait être améliorée.

Le choix du carbure n'a pas, comparé à l'oxyde, d'effet décisif sur la vidange sodium. Par contre, la marge à la fusion du combustible est plus grande (900 °C contre 300 °C à l'oxyde).

1.5.8. Choix pour Astrid

Si le choix du sodium ne se discute pas pour le circuit primaire de refroidissement, divers fluides ont été envisagés pour le circuit secondaire : métal liquide, sel fondu ou nanofluide (sodium contenant des nanoparticules de titane). Les propriétés du sodium, l'expérience acquise et des considérations de sûreté vont orienter les choix. Un programme de R&D pour 3 ans sur le Pb-Bi liquide a été entrepris et une veille à l'internationale se poursuit sur les nanofluides. Les risques d'interaction eau-sodium sont surtout au niveau de l'échangeur sodium secondaire-eau ; un système de conversion d'énergie par un gaz (mélange d'hélium et d'azote, ou CO₂ supercritique, mais CO₂ interagit chimiquement avec le sodium) a été envisagé.

Un bilan de la R&D sur le sodium permettra de procéder au choix de la puissance : vraisemblablement 600 MWe, une valeur intermédiaire entre les puissances de Phénix et de Superphénix, et suffisante pour que le contrôle neutronique et la sûreté servent à la démonstration d'un grand cœur. De plus, il a été démontré sur Phénix (réacteur de petite taille) qu'il était possible d'y détecter des effets locaux qui apprendront sur le fonctionnement du réacteur. Enfin, des études cherchent à repérer d'éventuels effets-seuils (par exemple, à partir de quelle puissance les libérations d'énergie devraient être significativement réduits ?). On n'attend pas de tels effets de taille sur les performances de transmutation.

Des dispositifs complémentaires consolideraient encore la robustesse de la démonstration de sûreté. Un système passif (dispositif "sentinelle") d'insertion d'absorbant est proposé pour arrêter la réaction en chaîne, limiter des dégagements importants d'énergie et éviter la fusion du cœur, tout en maintenant le réacteur dans un état sûr. Un système de surveillance neutronique est aussi développé et des techniques innovantes, recourant par exemple à la détection acoustique ou ultrasonore, sont étudiées. La détection de l'hydrogène serait appliquée à la maîtrise des risques liés au sodium. Des systèmes de suivi en continu des éléments présents dans le sodium et du flux neutronique dans le cœur sont développés.

La récupération du corium en cas de fusion du cœur s'appuie sur les travaux ayant conduit à proposer l'EPR. On ne sait pas encore s'il est possible d'éliminer pratiquement la fusion généralisée du cœur (c'est-à-dire toute propagation d'une fusion locale) ou s'il faut savoir la combattre. Par exemple, quel est le chemin suivi par le corium, comment le refroidir, comment le confiner ? Toutes ces questions, l'évacuation de la puissance résiduelle, la technologie d'un récupérateur de corium et la structure de la dalle donnent lieu à l'élaboration de différents concepts.

On veut aussi faciliter l'inspectabilité (intégrée dès sa conception) et la maintenance du réacteur.

Enfin, la manutention du combustible est un problème délicat. Pour un réacteur industriel, on souhaite réduire l'encombrement du système de transfert et son impact sur la disponibilité du réacteur. Pour Astrid, on recherche aussi la possibilité de décharger le plus vite possible (bien que de manière exceptionnelle) un cœur complet. Le programme de transmutation conduit également à envisager la gestion d'assemblages porteurs d'actinides mineurs, leur stockage

temporaire (interne et externe), leur réception, leur manutention et leur entreposage. Le lavage de ces assemblages pour enlever le sodium, avant sortie du réacteur, doit être optimisé. Le recyclage homogène ne pose pas de problème particulier, même si le temps de décroissance du combustible diminue la disponibilité du réacteur ; par contre, le recyclage hétérogène (CCAM ou variantes) conduit à une chaîne de manutention et des entreposages spécifiques. Toutes ces modifications ont un impact sur le niveau de radioprotection et le coût de l'investissement. De même, la stratégie d'exploitation générale du réacteur devra tenir compte des coefficients de disponibilité encore jamais atteints.

Pour conclure, les domaines où des choix sont attendus en 2012 sont les suivants : puissance du réacteur, architecture (boucles ou circuit primaire intégré), circuit de refroidissement et de conversion d'énergie, traitement des accidents graves (récupérateur de corium), enfin capacités de transmutation.

2.1. MATÉRIAUX

2.1.1. Matériaux de gainage du combustible

L'assemblage combustible est contenu dans un tube hexagonal devant supporter une température de service de 400-550 °C, une dose supérieure à 150 dpa et une contrainte de 100 MPa pendant environ 80 000 h. En particulier pour réduire la fraction de sodium dans le cœur, on a été amené à proposer des tubes hexagonaux plus gros que dans SPX, par exemple, et formant un réseau plus serré. Les risques de gonflement conduisent à substituer aux aciers austénitiques de PX et SPX, dont les performances vis-à-vis du gonflement sont limitées, des aciers martensitiques à 9 % de chrome. Ils ne gonflent guère sous irradiation jusqu'à une dose élevée et ont de bonnes caractéristiques thermo-mécaniques. Mais on envisage déjà des aciers ferritiques/martensitiques à dispersion d'oxydes - ODS -, dont la composition et la structure nanométrique, freinant le déplacement des dislocations, doivent permettre de limiter efficacement le fluage sans altérer la ténacité. L'étude entreprise de ces matériaux est du plus haut intérêt, à court et moyen terme. Aux difficultés de choix de la composition, d'approvisionnement et de maîtrise de leur fabrication à l'échelle du prototype, s'ajoute la nécessité de valider leur comportement hors, sous et après irradiation au contact du sodium et du combustible (fabrication d'éprouvettes, irradiation d'aiguilles en RNR, voire d'assemblages dans Astrid dès les premiers cœurs) ; enfin, en collaboration avec Areva, il faudra étudier leur impact sur le retraitement du combustible. Des tubes de gaine ont été réalisés en 2009 ; ils ont subi les dernières irradiations dans Phénix. Ils permettront de définir une nuance de référence pour 2012, mais ils ne seront pas qualifiés pour le démarrage d'Astrid. Leur comportement au retraitement doit également être validé.

2.1.2. Matériaux de structure

Les conditions de température à considérer ne s'écartant guère de celles rencontrées dans PX et SPX, les préoccupations principales concernent la durée de vie qui doit atteindre 60 ans (contre 37 ans à PX) et la résolution de divers incidents, dûment expertisés et rencontrés lors du fonctionnement des deux précédents RNR. Elles font l'objet d'un programme de R&D important. Les matériaux concernés sont principalement les aciers austénitiques présents dans PX et SPX, les aciers ferritiques/martensitiques à 9 % de chrome (commercialisés, donc intéressants du point de vue des coûts, et qui conviennent encore pour les générateurs de vapeur) dont on attend notamment de meilleures propriétés thermiques, et l'alliage 800. L'objectif porte sur l'établissement de lois de comportement robustes et physiquement fondées, ainsi que l'examen plus approfondi de différentes propriétés : soudabilité et vieillissement des zones soudées, compatibilité éventuelle avec le sodium et, pour certaines structures proches du cœur, comportement sous irradiation. Ce programme semble couvrir convenablement l'ensemble des besoins en matériaux de structure dans le réacteur prototype.

Il semble que toutes les architectures proposées pour le SFRv2 conduisent à des bilans massiques en augmentation significative par rapport à l'EFR. Ceci ne va pas en faveur d'une réduction des coûts.

2.2. COMBUSTIBLES

2.2.1 Combustible standard

EDF a rappelé son point de vue sur le combustible d'une nouvelle filière : accroître la complexité des procédés chimiques de séparation ne lui paraît pas approprié si doivent en résulter des analyses de sûreté et des opérations plus complexes et moins robustes (aussi plus coûteuses). Le procédé Coex, qui lui paraît une voie intéressante, n'est pas encore testé à l'échelle industrielle. Ce procédé correspond à une simplification du procédé actuellement utilisé et conduit à une meilleure homogénéité de l'oxyde mixte d'U/Pu, gage d'une meilleure tenue à l'irradiation.

Le combustible nourricier d'Astrid pourrait être fabriqué avec de l'oxyde $UPuO_2$ préparé selon ce procédé. D'ailleurs, le procédé Coca, qui reste le procédé de repli, devra nécessairement être revu dans l'avenir pour tenir compte des compositions isotopiques du Pu utilisé (présence de ^{238}Pu).

Puisque l'AtPU de Cadarache est arrêté et en cours de démantèlement, l'étude de faisabilité entreprise par Areva et le CEA pour approvisionner en combustible le prototype Astrid a été retenu pour un AFC (Atelier de fabrication du cœur) implanté à la Hague :

- ❖ une capacité nominale de 5 à 10 tML par an (permettant la fabrication d'un cœur - 30 t de MOX-RNR enrichi à 20 % de Pu sur uranium appauvri - en 3 ans, avant le démarrage d'Astrid),
- ❖ une fabrication à partir d'une poudre $UPuO_2$ obtenue par co-précipitation et co-conversion à partir de solutions nitriques distinctes d'U et de Pu (donc pas de co-extraction à partir d'une solution de dissolution du combustible usé, qui ne peut être réalisée à la Hague).

35

Des installations et des technologies évolutives par rapport à celles de Melox inspirent celles de l'AFC. Des oxydes $UPuO_2$ à 30 % en Pu, préparés selon deux voies Coex (ajustement initial de la teneur en Pu dans la solution ou mélange de deux poudres), ont été irradiés pendant 6 mois dans Phénix (expérience Copix). Les pastilles initiales présentent une excellente homogénéité. Les effets de l'irradiation, connus entre 2010 et 2012, permettront de comparer les oxydes Coex et Coca.

Des études complémentaires, menées dès cette année, prépareront la rédaction de l'APS de l'AFC en 2011, pour une mise en service en 2016. Lorsque le combustible standard d'Astrid sera défini, il faudra aussi tester la faisabilité du gainage ODS pour ce combustible qui permet d'augmenter significativement le temps d'irradiation du combustible.

L'utilisation d'un combustible carbure n'est pas exclue : plus dense que l'oxyde, réfractaire comme lui, le carbure permet d'accroître la concentration de métaux lourds dans le cœur et conduit à une puissance volumique plus élevée ; il a aussi une meilleure conductivité thermique. Ce choix aurait de sérieuses conséquences sur la fabrication du combustible mais il présente surtout un intérêt du point de vue de la sûreté. Les coefficients de réactivité sont meilleurs que ceux du combustible oxyde (vidange sodium et effet Doppler) alors que les températures atteintes sont inférieures d'environ 1 000°C. Mais on sait qu'il gonfle sous irradiation et l'interaction carbure/sodium reste à étudier.

2.2.2. Combustible ou cibles pour la transmutation

Le choix du combustible chargé en actinides mineurs pour transmuter ceux-ci en mode homogène ou le choix de cibles en mode hétérogène nécessite plusieurs étapes dont les dernières paraissent ne pouvoir être franchies qu'au cours de la vie du prototype. Les 4 étapes sont les suivantes :

- ❖ définition, préparation et sélection de céramiques, fondées sur diverses irradiations préliminaires : elles peuvent être conduites en laboratoire (sur quelques grammes d'actinides mineurs) ;
- ❖ examens de la tenue à l'irradiation des matériaux sélectionnés permettant d'apprécier la faisabilité du combustible, qui peuvent être conduits dans Atalante (jusqu'à quelques dizaines de grammes d'actinides mineurs) ;
- ❖ irradiations pour optimiser les spécifications de l'assemblage dans des installations à l'échelle du pilote : elles demandent des centaines de grammes d'actinides mineurs ;
- ❖ qualification industrielle par irradiation d'un ou plusieurs assemblages dans des installations industrielles : elles nécessiteront des kg d'actinides mineurs.

Toutes les expériences réalisées jusqu'ici concernent essentiellement les deux premières étapes. L'apport d'Astrid serait essentiel sur la troisième. Bien que les mélanges d'oxydes puissent être préparés dans Atalante, la préparation des aiguilles demandera un atelier spécial.

Le projet Alfa (Atalante Ligne de Fabrication de combustibles porteurs d'Actinides mineurs) a pour objectif la fabrication, dans un ensemble d'ateliers accolés ou faisant partie d'Atalante à Marcoule, d'aiguilles à irradier, par exemple dans Astrid. La capacité nominale d'Alfa serait de 1 à 5 kg d'oxydes par an. Dans un premier temps, seul l'américium serait utilisé, qui proviendrait de lots âgés de PuO_2 (décroissance de ^{241}Pu vers ^{241}Am) traités dans un atelier dédié de l'atelier Alfa.

36

L'installation Alfa devra réagir rapidement à une grande diversité de demandes et fournir également le banc d'essai de la télé-fabrication. Des procédés sont d'ores et déjà proposés pour la fabrication des pastilles et un projet d'installation esquissé, dont le calendrier est encore imprécis ; après une étude d'opportunité, menée en commun par Areva et CEA, un APD sera préparé pour 2015 pour une mise en service vers 2020-2025, suivant les disponibilités d'irradiation dans Astrid et les demandes du programme de séparation-transmutation.

2.3. TRANSMUTATION

2.3.1. Etat des lieux et transmutation dans Astrid

Le CEA, qui coordonne les recherches sur la séparation-transmutation, doit remettre fin 2012 le bilan des études conduites sur :

- ❖ les procédés de séparation des actinides mineurs ;
- ❖ la fabrication et le comportement de combustibles chargés en actinides mineurs ;
- ❖ les critères technico-économiques permettant d'évaluer les apports de la transmutation des actinides mineurs.

A ce jour, le bilan partiel des travaux, notamment au niveau d'Atalante, sur la séparation des actinides mineurs est très positif (cf. annexe n° 8) : les essais sur solutions réelles de Ganex et Sanex sont concluants et l'essai correspondant d'ExAm (séparation du seul américium) a été réalisé et réussi cette année. La co-conversion, étape essentielle de la fabrication des combustibles est en cours d'être maîtrisée. Le programme de séparation s'attache, d'ici à 2012, à la simplification et la consolidation de ces procédés en vue de leur industrialisation. Son bilan contribuera aux décisions sur Astrid.

En transmutant les actinides mineurs en RNR, on diminuera leur quantité dans les déchets mais on accroîtra considérablement leur inventaire dans le cycle (plus de 900 t de Pu pour le parc envisagé). La teneur en actinides mineurs sera la plus élevée pendant la période de démarrage des RNR. La transmutation a donc des impacts sur le stockage et sur le cycle du combustible. Actuellement, environ une tonne/an d'actinides mineurs est immobilisée dans les déchets vitrifiés, pour plus de 5 tonnes de Pu entreposées dans les MOX. L'emprise du stockage croît avec la chaleur dégagée par ces colis, ce qui fait de la durée d'entreposage et de la quantité d'américium gérée des paramètres déterminants.

Astrid peut être employé comme réacteur d'irradiation du combustible de transmutation mais sa vocation réside dans la démonstration de la transmutation. Dans le premier cas, les expériences de transmutation nécessitent des capsules (mises au point sur PX) pouvant renfermer plusieurs aiguilles ; elles pourraient ensuite porter sur des assemblages (1 à 10 kg d'actinides mineurs). Mais c'est bien la démonstration d'auto-recyclage dans Astrid de ses propres actinides mineurs qui peut préfigurer la transmutation industrielle dans un parc à l'équilibre, mettant en jeu annuellement, pour un parc de 60 GWe environ, 80 tonnes d'actinides mineurs et 900 tonnes de Pu.

Des études sur l'EFR, on peut déduire que l'impact de l'auto-recyclage sur le réacteur serait faible :

- ❖ quelques structures internes seraient légèrement plus grosses, mais l'effet resterait faible sur le diamètre de la cuve ;
- ❖ une protection biologique serait nécessaire dans la chaîne de manutention des éléments ;
- ❖ des contraintes de manutention seraient apportées par les CCAM.

37

L'impact du recyclage sur le transport serait faible ; il serait également limité sur la fabrication des assemblages si on se limite à transmuter le seul américium ; sur la manutention, l'impact est négligeable dans le cas d'un auto-recyclage en mode homogène. En mode hétérogène, les teneurs sont plus importantes. La conclusion tirée par le CEA est que, sur Astrid, l'auto-recyclage en mode homogène ou hétérogène paraît acceptable, que l'on considère le réacteur ou le cycle. La cinétique de la transmutation est telle qu'une fraction importante de l'inventaire des actinides mineurs est en réacteur et le reste dans le cycle. Cependant, seul un pilote de retraitement prenant en compte toute la chaîne aval du cycle d'Astrid peut permettre de regarder précisément les difficultés, valider les options qui seront retenues et démontrer l'autorecyclage à l'aide d'Astrid.

2.3.2. Expériences d'irradiation

En recyclage homogène, les résultats définitifs de l'expérience Superfact (dans Phénix) sont attendus pour 2012. Les nombreuses expériences réalisées démontrent la faisabilité technique de ce mode de transmutation ; il reste, pour aller vers la qualification, à atteindre des taux de combustion élevés. C'est le but de la collaboration internationale Gacid entre la France, le Japon et les USA, depuis 2007. Celle-ci se heurte à l'indisponibilité de Joyo et de Monju. Elle vise l'irradiation d'aiguilles chargées en (U, Pu, Np, Am)O_{2±x}, puis en (U, Pu, Np, Am, Cm)O_{2±x}, et d'un assemblage d'aiguilles (U, Pu, Np, Am, Cm)O_{2±x} à échéances respectives de 2015, 2020 et 2025. Le programme initial qui comportait l'irradiation de nombreux échantillons a été réduit à quelques compositions-clés. La première aiguille sera prête fin 2013. L'assemblage pourrait être irradié dans Astrid.

Les résultats obtenus en transmutation hétérogène seront les plus nombreux quand tous les échantillons irradiés auront pu être analysés. D'ores et déjà, ils démontrent que le support inerte MgO gonfle modérément, même à haut taux de combustion, et ne s'amorphise pas : la tenue des cibles MgO-AmO_{2-x} (16 % d'Am, x = 0,38, soit 3,16 % en Am(III), 0,7 g Am/cm³) est satisfaisante (pas d'interaction chimique avec la gaine), mais le taux de fission n'atteint pas la valeur espérée de 33,9 atome % (de 26 à 28 at %). Le taux de relâchement des gaz de fission produits ne dépasse pas 60 % de la quantité estimée. Il est essentiel que ces résultats puissent être compris, ce qui renforce l'intérêt d'expériences consacrées aux données nucléaires dans le domaine de la transmutation. Par ailleurs, la solubilité de particules d'oxyde Am/Pu (²³⁸Pu venant de ²⁴²Cm) dans l'acide nitrique bouillant est faible lorsque leur taille est supérieure à la dizaine de microns. Ce résultat plaide pour une préparation des oxydes par co-conversion.

En 2012, le bilan de toutes les irradiations sur support inerte qui concernent des échantillons à des taux d'Am très élevés (jusqu'à 50 %, 1,9 g Am/cm³) sera tiré. Pour ce mode de transmutation, on envisage maintenant trois options :

- ❖ des cibles sur support inerte comportant jusqu'à 15 % d'actinides mineurs, dans lesquelles le flux neutronique peut être modéré par un hydrure ;
- ❖ des CCAM, pouvant contenir de 15 à 20 % d'actinides mineurs sur UO₂ ;
- ❖ des combustibles porteurs de 5 à 10 % d'actinides mineurs, (CPAM), situés non pas à l'extérieur du cœur comme les CCAM, mais à sa périphérie. Sans trop modifier la neutronique du cœur, ce choix permettrait des flux neutroniques de 3 à 5 fois plus élevés, ce qui accélérerait la transmutation.

Quelques réacteurs thermiques (Osiris, HFR, ATR aux USA et bientôt RJH vers 2015) sont utiles au cours des premières étapes de qualification d'un combustible ou de cibles de transmutation. Le comportement de l'oxyde mixte d'uranium et d'américium, dans le domaine de température des CCAM (700-1 100 °C) est déterminé par le relâchement d'He, produit en grande quantité et qui conduit au gonflement de l'oxyde. La compréhension du comportement de l'He dans UO₂ constitue un programme de recherche en soi, abordé par les techniques d'implantation d'ions et la modélisation moléculaire. La diffusion de l'He dépend fortement de la microstructure de l'oxyde. Les modèles proposés seront confrontés aux résultats des expériences Marios (dans HFR, en réacteur durant l'année 2011, résultats entre 2012 et 2013) et Diamino (dans Osiris, de fin 2011 à fin 2013, résultats jusqu'en 2015). Leurs résultats, importants pour le choix de l'option de transmutation, n'arriveront cependant qu'après l'échéance de 2012.

Un effort particulier a porté sur la préparation des échantillons d'oxydes mixtes (U_{1-y}Am_y)O_{2±x}, (y = 0,1 à 0,3, 10 à 30 % en Am) à porosités ouvertes calibrées, soit à partir des oxydes séparés, soit à partir d'oxydes mixtes co-précipités/co-convertis. Les conditions (maîtrisables) de l'atmosphère de frittage (H₂, H₂O, T = 1 750 °C) conduisent aux formulations sous-stœchiométriques (U_{1-y}Am_y)O_{2-x} : par exemple (U_{0,9}Am_{0,1})O_{2-x} (x indéterminé) qui renferment Am (III) (U⁴⁺_{1-y}Am⁴⁺_{y-2x}Am³⁺_{2x}O_{2-x}). De nombreuses mesures de gonflement sous irradiation alpha sont en cours avant de lancer les irradiations Marios et Diamino. L'introduction de Cm dans les oxydes est envisagée.

Annexe 7

RECYCLAGE DU PLUTONIUM ET RETRAITEMENT DU COMBUSTIBLE USÉ MOX

Le recyclage du plutonium est le problème fondamental de la transmutation, puisque cet élément est, de très loin, le principal contributeur à l'inventaire de radiotoxicité du combustible usé. C'est donc le premier élément à transmuter. C'est aussi un combustible de choix des réacteurs à neutrons rapides, qu'on extrait aujourd'hui des assemblages de combustibles usés UOX (ACU-UOX) au cours de leur retraitement, retraitement également envisagé pour les ACU-Mox.

1.1. PHYSIQUE DU RECYCLAGE DU PLUTONIUM

Le comportement d'un nucléide en réacteur dépend du spectre neutronique auquel il est soumis. Schématiquement, selon l'énergie des neutrons, la variation des probabilités de réaction (sections efficaces) couvre 3 domaines :

- ❖ à très basse énergie (≤ 1 eV) les sections efficaces sont inversement proportionnelles à la vitesse des neutrons, cela résulte d'un effet purement géométrique ;
- ❖ pour des énergies comprises entre 10 eV et 10 keV, les sections efficaces varient très rapidement : c'est le domaine des résonances, de plus en plus larges quand l'énergie des neutrons croît ;
- ❖ au-delà de 100 keV, les sections efficaces continuent à décroître et la fission l'emporte sur la capture ;
- ❖ En REP, où les neutrons thermiques sont les plus efficaces, la probabilité de fission est plus de 10 fois supérieure à celle de capture, lorsque les noyaux sont impairs-pairs (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , nucléides fissiles), alors qu'elles sont de même ordre lorsque les noyaux sont pairs-pairs (^{238}U , ^{240}Pu , ^{242}Pu , nucléides fertiles). En RNR, capture et fission sont (très grossièrement) également probables.

En REP, au cours de l'irradiation de l'uranium, se forment plusieurs isotopes du plutonium. La poursuite de l'irradiation tend à accroître la formation de radionucléides plus lourds que ^{239}Pu . On observe que :

- ❖ la qualité du Pu (exprimée en % de ^{239}Pu équivalent) se dégrade ;
- ❖ la quantité de Pu produit par TWhe décroît.

En conséquence, en cas de multirecyclage en REP, la qualité du plutonium se dégradant, il faut accroître la teneur en Pu du combustible à chaque recyclage. Cet accroissement est nécessairement limité, pour deux raisons :

- ❖ la sûreté du réacteur se dégrade quand la teneur en Pu augmente, ce qui limite sa teneur à moins de 12 %, et limite le recyclage en REP standard à un ou 2 passages. De nombreuses voies vers le multirecyclage du plutonium en REP ont été explorées, abandonnées à ce jour ;
- ❖ le ^{239}Pu absorbe davantage les neutrons de basse énergie que ^{235}U ; cette déplétion réduit l'efficacité du bore et modifie les contraintes de sûreté. En particulier, il faut ajouter des grappes d'absorbant, c'est pourquoi seuls les réacteurs de 900 MWe sont "Moxés".

Le bilan neutronique, très tendu en REP, est plus confortable en RNR. C'est une raison pour réserver le Pu aux RNR, d'autant que la qualité du Pu produit se stabilise au fil de son recyclage. La production de plutonium s'accompagne de celle d'actinides mineurs. Toutefois, en multirecyclant le plutonium en RNR, la quantité d'Am et Cm produits y est bien inférieure à ce qu'elle est en REP (5 kg/TWhe contre 17 kg/TWhe en REP). Enfin, en RNR, la production de plutonium à partir de ^{238}U est beaucoup plus rapide qu'en REP ; la disparition du Pu initial y est deux fois plus lente.

1.1.1. Le combustible Mox

▪ 1 Parité Mox en REP

Le combustible Mox est utilisé sur 22 (24 en 2012) réacteurs 900 MWe du palier CPY depuis 1987, les 4 autres recevant un combustible contenant de l'uranium de retraitement (Ure). La teneur en Pu du combustible Mox a progressivement crû jusqu'à atteindre 8.65 %. Il est maintenant irradié à 45 GWjt¹, à parité avec l'UOX enrichi à 3.7 %.

En 2010, la quantité de combustible UOX retraité passera de 850 t à 1 050 t et la quantité de combustible Mox fabriqué de 100 à 120 t/an.

EDF trouve à "moxer" son combustible plusieurs avantages :

- ❖ une économie sur la ressource (de l'ordre de 10 %) ;
- ❖ une division (par environ 7) du nombre d'assemblages à entreposer. On décharge aujourd'hui environ 1 200 t/an, pour une capacité d'entreposage d'environ 19 000 t ;
- ❖ une concentration du Pu dans les ACU-Mox (leur teneur atteint environ 6 %, contre 1 % dans les UOX usés) ;
- ❖ la démonstration industrielle de la première étape de la fermeture du cycle.

40

Quels sont les inconvénients associés ?

- ❖ on diminue le stock de Pu d'environ 2.8 t/an et on dégrade sa qualité ;
- ❖ on produit davantage d'actinides mineurs (facteur 5) ;
- ❖ la gestion du combustible est plus contraignante. Par exemple, la configuration du cœur est nécessairement hétérogène, d'où des moyens de contrôle renforcés et des plans de chargement plus compliqués. Les assemblages Mox ne constituent que 30 % du cœur.

L'objectif de la parité Mox est justement d'harmoniser au maximum ces plans de chargement, sachant que tout accroissement des taux de combustion des combustibles UOX a un impact (défavorable) sur la qualité du plutonium qu'on y récupère. EDF recherche donc une situation d'équilibre qui ne semble pas encore exactement atteinte. L'opération concerne toujours un tiers de cœur, avec maintenant une teneur du combustible atteignant 8,65 % de Pu et 4 cycles en réacteur.

▪ Plutonium et RNR

Dans le futur RNR (version SFR V2B), on évalue la quantité de Plutonium (de 1^{ère} génération) nécessaire à environ 8.5 t de Pu en cœur (temps de séjour de 7 ans) et autant en cycle, pour une puissance de 1 500 MWe. C'est cette quantité qui doit être trouvée dans les combustibles usés, principalement Mox, entreposés.

EDF propose un calendrier de déploiement des RNR en deux phases. Dans la première (de 2040 à 2080), une puissance de 20 GWe serait installée, qui nécessiterait 340 t de Pu. La quantité disponible en 2040 pourrait être de 520 t, dont 320 t seront à trouver dans les combustibles Mox entreposés. Il faut donc prévoir de franchir le renouvellement de l'usine de traitement (vers 2040)

puis, vers 2060, retraiter les Mox sortis des RNR mis en service. Pour la deuxième phase de déploiement (2080-2100), les besoins seront alors d'environ 1 020 t (pour 60 GWe). L'augmentation du "Moxage" à partir de 2010, aura fait "perdre" entre 15 et 20 t de Pu, soit 1 GWe, en 2100. Un autre point à considérer est la cadence qui sera nécessaire pour alimenter en plutonium les RNR. Elle devra être accélérée entre le passage des premiers RNR aux seconds, le temps hors réacteur des matières nucléaires diminuant de 5 à 3,5 ans. Le calendrier qui a été présenté à la Commission pour le recyclage du combustible Mox usé semble plus tendu que ceux qui lui avaient été présentés auparavant.

1.1.2. Entreposage des ACU-Mox REP

Les quantités entreposées de combustible Mox irradié sont d'environ 1 000 t aujourd'hui et laissent prévoir 3 000 t à l'horizon 2035. Le problème posé est celui de la tenue et des possibilités de reprise de ces assemblages de combustibles lorsqu'on voudra les retraiter.

Les ACU-Mox REP sont entreposés en piscines BK pour désactivation avant transport (24 mois environ, contre 18 mois pour les ACU-UOX), mais la nouvelle gestion du Mox pourrait allonger cette durée (à cause de limitations dues au transport). Le transport à la Hague se fait à sec ; la température de la gaine doit être maîtrisée (pour éviter son fluage sous l'effet de la pression interne du crayon et des ruptures de gaine). Le programme Precci (CEA-EDF) a établi les lois de fluage des différents alliages de Zr. D'après EDF, les avantages de l'entreposage sous eau sont un refroidissement plus efficace, et une moindre activation des différents modes de corrosion. La chimie de l'eau est bien maîtrisée et l'expérience sur 20 ans fait apparaître un taux de défaillance extrêmement faible (2 assemblages depuis la mise en service du Mox).

Le programme Precci porte sur le comportement d'éventuels assemblages défectueux et aux sollicitations pouvant s'exercer sur ceux-ci en cas d'accidents de manutention.

1.1.3. Retraitement des ACU-Mox

Avec le calendrier précédent, le retraitement des ACU-Mox débuterait vers 2035 dans l'usine actuelle de la Hague, qui retraitera également à cette époque le combustible UOX des EPR. Il sera alors nécessaire de disposer du plutonium pour alimenter à la fois les RNR, et éventuellement les EPR qui fourniront alors 2/3 de la puissance totale du parc. Le fonctionnement d'un parc RNR rend incontournable le retraitement du combustible usé Mox.

La Commission a souhaité connaître le retour d'expérience français dans le retraitement du combustible usé Mox et s'assurer que les E&R pour pallier d'éventuelles difficultés étaient engagées ou envisagées. Ces dernières concernent 3 étapes du retraitement : la dissolution de l'oxyde, le cycle d'extraction de U et Pu, le conditionnement des déchets.

1.1.4. Le traitement des ACU-Mox REP

Pendant la dissolution du Mox irradié dans l'acide nitrique, il est important de se prémunir contre la formation d'insolubles contenant du Pu. En effet, la fabrication du combustible frais conduit à une dispersion plus ou moins régulière de particules de PuO₂ (ou de particules de UO₂-PuO₂ riches en PuO₂) dans UO₂. Le combustible Mox renferme ainsi des amas de quelques centaines de microns, riches en Pu, d'autant moins solubles dans l'acide nitrique qu'ils sont plus gros. En fait lors de l'irradiation en réacteur, les modifications chimiques, dues à la fission et aux gradients thermiques, dans les pastilles de Mox sont plus importantes dans ces "amas Pu" que dans le reste de l'oxyde et la solubilité du plutonium est favorisée. Néanmoins par précaution et pour des questions de sûreté vis-à-vis de la criticité, le Mox mis en réacteur a subi un test de solubilité : la proportion d'insolubles produits ne doit pas dépasser 1 %, après un traitement de 10 h dans HNO₃ bouillant.

Les mesures de laboratoire montrent qu'en moyenne le procédé Purex récupère 99,92 % du Pu, le complément se distribuant entre insolubles intermétalliques et coques. La séparation U/Pu ne pose pas de problème particulier pour des solutions ne renfermant pas plus de 15 % de Pu. Dans l'usine de la Hague, à défaut d'un contrôle de la criticité par la géométrie, le rapport des concentrations Pu/U est maintenu en tout point égal à 2,45 %, en conservant dans les extracteurs une partie de l'uranium qui serait immédiatement évacué dans le traitement des UOX. Il en résulte deux conséquences importantes : d'une part, puisque les flux sont ralentis, le débit de traitement de l'usine tombe à 2 tonnes de Mox par jour (au lieu de 4 tonnes d'UOX par jour) ; d'autre part, comme tout le plutonium présent vient du seul Mox, l'isotopie du Pu contenu dans le Mox n'est pas altérée. Les campagnes de retraitement d'ACU-Mox REP dans UP2 800 à la Hague, de 2004 à 2008, (60 tonnes à teneur initiale en Pu de 4 à 7 %, taux de combustion de 30 à 50 GWjt⁻¹, 5 à 10 ans de refroidissement, différentes techniques de fabrication du combustible frais) confirment certaines de ces valeurs. En particulier, les insolubles sont de 5 à 6 kg/t de Mox et renferment de 1 à 3,5 g de Pu/kg.

La composition isotopique du Pu de 2^{ème} génération diffère de celle du Pu de 1^{ère} génération issu du combustible usé UOX. Il contient environ 6 fois plus de ²⁴¹Pu, qui décroît vers ²⁴¹Am (période 14 ans), d'où une activité alpha des solutions à vitrifier plus élevée que celles issues du combustible usé UOX. Cela est d'autant plus marqué que le retraitement des ACU-Mox REP est plus tardif après leur déchargement du réacteur et amène à mélanger des solutions de haute activité, pour respecter les limites d'incorporation d'activité alpha dans le verre. Cela ne pose pas de problème technique, mais augmente le volume des déchets HAVL.

Selon le CEA et Areva, le retraitement des ACU-Mox REP ne demande que des adaptations du retraitement actuel des ACU-UOX REP. Les campagnes de démonstration industrielle dans UP2 800 qui ont suivi les essais antérieurs (10 tonnes) dans UP2 400 ont montré que toutes les étapes du retraitement pouvaient être contrôlées. Areva n'envisage pas dans l'immédiat de nouvelles campagnes. Les seules E&R associées au retraitement des ACU Mox REP portent sur la possibilité d'augmenter la teneur en émetteurs alpha dans les colis de verre nucléaire. Le lancement d'un RNR de 1 GWe nécessiterait de retraiter 285 tonnes de Mox (60 kg/t de Pu en moyenne) et demanderait 140 jours de fonctionnement de UP2 800.

42

Le stock de combustible usé Mox est aujourd'hui de 1 000 tonnes et il augmentera de 120 t/an à partir de 2012 (100 t/an d'ici là).

1.1.5. Le traitement des ACU-Mox RNR

Le combustible frais Mox-RNR renferme de 13 à 18 % de Pu de 2^{ème} génération et une fois irradié (100 à 140 GWjt⁻¹), contient du Pu de 3^{ème} génération. Sa structure microscopique est semblable à celle du Mox REP, mais pourrait différer après la mise en route du procédé Coex de retraitement et de conversion. La composition isotopique du Pu ne pose pas de problème pour qu'il soit recyclé (et même multi-recyclé) dans un RNR. C'est d'ailleurs pour cette raison que les RNR peuvent assurer une fourniture d'énergie sur des temps très longs.

Le retraitement de leur combustible est toutefois plus difficile que celui du combustible Mox REP. Les assemblages sont très différents de ceux des REP et EPR (acier inox, rapport métal/oxyde passé à 3,4 contre 0,7) et le Mox RNR irradié contient, par tonne, plus de platinoïdes, plus de produits de fission et plus d'actinides mineurs que le Mox REP. Les effets de restructuration (dus à la fission, aux densités de puissance et aux gradients thermiques plus élevés) conduisent à un fort relâchement des gaz de fission et à la corrosion interne de la gaine, par ailleurs soumise à de forts dpa. Toutes ces caractéristiques font prévoir des difficultés au retraitement, notamment au cisailage (gaz de fission), à la dissolution (insolubles) et au conditionnement des déchets (structures métalliques, vitrification). Comme pour le retraitement du Mox REP, les étapes de séparation U/Pu pourront sans doute être adaptées aux spécificités du Mox RNR. D'ailleurs, les futures usines de retraitement en tiendront compte (UP2 800 à la Hague devrait être en fin de vie vers 2040).

Le CEA dispose d'un important retour d'expériences du retraitement de Mox RNR, acquis entre 1969 et 1992. Le plus complet semble provenir du retraitement de 23,3 t de Mox Phénix à Marcoule (12,3 t dans l'APM et 11 t dans UP2-400) ; sur les 4,4 t de Pu isolé, 3,3 t de Pu de 3^{ème} génération et un assemblage de Pu de 4^{ème} génération ont été recyclés dans Phénix. Entre 1969 et 1979, l'usine AT1 (capacité de 1kg/j) a traité exclusivement le Mox de Rapsodie (760 kg). L'APM a retraité, entre 1973 et 1992, 6,8 t puis 7,3 t (Mox de Rapsodie, Phénix et KNK), à la cadence de 2 puis 5 t/an ; enfin, UP2-400 a retraité 10 t (Mox de Phénix). Ces dernières usines ont aussi retraité du combustible métallique (UNGG) et oxyde (UOX). Les taux de combustion étaient inférieurs à 100 GWjt⁻¹ et souvent, le Mox était peu refroidi. Dans AT1 et l'APM, le procédé Purex a été utilisé sans dilution de la concentration en Pu. Dans UP2 400, elle était nécessaire. Les étapes du retraitement ont évolué de AT1 à UP2 400. Dans les années 1980, le lancement envisagé des RNR impliquait des usines industrielles dédiées à leur combustible. Après le choix de l'option Mox-REP pour utiliser une partie du Pu, les projets d'usines basés sur le retour d'expériences de AT1 et de l'APM n'ont pas abouti.

Le retour d'expériences du CEA et d'Areva permet d'identifier les difficultés du retraitement des ACU-Mox RNR. Une fois résolu le démantèlement des structures des assemblages, ce sont celles du retraitement des ACU-Mox REP, amplifiées par la teneur élevée en Pu : dissolution (nouveau dissolvant, Mox quasi insoluble si la teneur en Pu dépasse 35 %, gestion des insolubles) et conditionnement des déchets (gestion des déchets métalliques et des platinoïdes). Comme le retraitement industriel des ACU-Mox des RNR de 4^{ème} génération n'aura lieu que dans de nouvelles usines, on peut penser que les problèmes de contrôle de criticité y seront résolus par construction et que le retraitement y aura lieu sans contrainte. Le procédé Purex pourra avoir été remplacé par un autre, plus simple. Le CEA est attentif à tous ces problèmes, mais aucun programme d'E&R proprement dit ne porte sur le retraitement des ACU Mox RNR. La première opportunité pourrait se présenter en créant un "aval du cycle d'Astrid". Il convient de mieux comprendre la dissolution des oxydes irradiés riches en plutonium. La solubilité de cet élément contenu dans le combustible usé est fortement liée à la nature de l'oxyde non irradié qui constitue le combustible frais. Celui-ci dépend de son mode de fabrication. Cela renvoie à l'étude de la co-conversion des solutions de retraitement riches en Pu. Certaines des E&R entreprises en séparation transmutation concernant Coex et la préparation des composés pour transmutation (ADS) vont dans ce sens.

Annexe 8

SÉPARATION - CONVERSION

Les E&R sur la séparation des actinides mineurs et la fabrication de combustibles ou de cibles pour leur transmutation sont indissociables ; elles sont conduites par le CEA (avec les GNR de Pacen en appui). Le CEA a donné en 2009 le calendrier des grandes étapes qu'il veut franchir d'ici à 2012 pour préparer le dossier qu'il doit remettre au Gouvernement. En séparation par hydrochimie, ces étapes sont marquées par la réalisation dans Atalante d'essais représentatifs des procédés étudiés (Diamex-Sanex et variantes, Ganex, ExAm). Ces essais sont longs à préparer par des expériences préliminaires et nécessitent du temps pour être analysés dans le détail. Dans le domaine de la conversion les expériences sont plus ponctuelles. En amont des expériences de démonstration, le CEA développe normalement une recherche fondamentale et en aval une recherche de consolidation des procédés (tenue des réactifs, régénération des solvants, technologie, conduite, gestion des effluents,..) sans laquelle toute transposition industrielle ne peut être envisagée. Dans cette optique le mot d'ordre de toutes les E&R est : simplifier.

Toutes les E&R sont en relation, voire incluses, dans une partie du programme européen Acsept⁷ que le CEA coordonne. Les objectifs d'Acsept sont de développer toutes les E&R allant de la dissolution à la fabrication des combustibles ou des cibles envisagés pour la transmutation (hydro - et pyro-chimie). Les travaux d'Acsept sont intégrés dans la vision globale de la plateforme SNE-TP et sont liés aux autres programmes européens Euratom.

Le CEA a présenté à la Commission les résultats qu'il considère comme les avancées de 2009.

1.1. GANEX

45

La faisabilité de la première étape de Ganex (Ganex 1) a été démontrée en juin 2008. L'uranium est très bien extrait par le monoamide DEHiBA (99,97 %) et avec d'excellents facteurs de décontamination (sauf pour Tc) d'une solution nitrique 6 M préparée en dissolvant 0,7 kg de combustible UOX3 (au taux de combustion de 70 GWjt⁻¹) dans 3,8 l d'acide nitrique. La deuxième étape (Ganex 2) visait à séparer ensemble Np, Pu, Am et Cm de la solution, après extraction de U. La concentration de Pu dans cette solution était élevée, 0,1 M, et celles des autres actinides mineurs plus faibles, les degrés d'oxydation de Pu et Np étant mal définis. Le flowsheet de l'essai a été préparé sur la base d'une partie de celui du procédé Diamex-Sanex (rapport n° 3 - annexes scientifiques et techniques - page 54). L'essai Ganex 2 a eu lieu en décembre 2008 ; les mesures ont été réalisées et interprétées durant 2009. Globalement les actinides sont récupérés à 99,9 % dans une solution complexante et réductrice à pH 3 (HEDTA, acide citrique, hydroxyurée). Les facteurs de décontamination sont variables selon les éléments et il reste de 5 à 13 % de lanthanides avec les actinides. La simulation des profils des actinides et autres éléments dans les phases d'extraction est correcte (code issu du code Parex). Selon le CEA l'objectif visé, qui était de montrer la co-désorption des actinides, est atteint et la faisabilité de Ganex 2 démontrée.

1.2. DIAMEX-SANEX/TOGDA

Les résultats obtenus durant 2007 et 2008 sur le procédé Diamex-Sanex/TOGDA-TBP (qui simplifie et améliore considérablement le procédé Diamex-Sanex DMDOHEMA-HDEHP) ont permis de préparer l'essai sur une solution représentative d'un raffinat Purex : HNO₃ 4,4 M, 10⁻³ M en Am, 10⁻⁴ M en Cm, 7 lanthanides (10⁻² à 10⁻³ M), Fe, Mo, Zr, Pd, Sr et Ru (10⁻² à 10⁻¹ M).

⁷ 7^{ème} PCRD Euratom : Actinide reCycling by SEParation and Transmutation. (34 partenaires de 14 pays, 2008-2012)

Le flowsheet a été préparé sur la base d'un modèle empirique du procédé. L'essai s'est déroulé en mars 2009. Le point délicat était la dés-extraction conjointe et sélective de Am et Cm des lanthanides par des solutions complexantes de DTPA-acide malonique-nitrate de sodium de différents pH. Il faut en effet maintenir leur pH à 2,2 (sans le mesurer) en pilotant l'introduction des solutions dans la batterie de dés-extraction. Les résultats finaux confirment bien les résultats de mesure en ligne des flux d'Am et de Nd, permettant des corrections réactives au bon déroulement du procédé. Am et Cm sont récupérés à 99,9 % avec moins de 2 % de lanthanides et les facteurs de décontamination sont corrects.

1.3. ExAm

Le CEA a montré que l'on pouvait séparer Am de Cm des solutions résultant du procédé Diamex-Sanex en utilisant simplement la DMDOHEMA. Le problème est plus compliqué pour extraire Am des solutions de produits de fission renfermant tous les éléments du combustible usé, sauf U et Pu, extraits par le procédé Purex ou Coex. L'idée est de se placer dans des conditions pour extraire plus d'Am (et de lanthanides légers) que de Cm (et de lanthanides lourds) du milieu acide, autant que possible sans les produits de fission, puis de dés-extraire Am de la phase organique par complexation sélective à un pH autour de 2. Le Cm est alors envoyé à la vitrification avec les produits de fission. Les E&R de 2008 et 2009 ont permis de préparer un essai sur une solution simulée représentative d'un raffinat Purex : HNO_3 7,5 M, 10^{-5} M en Am et en Cm, 10^{-4} M en Cm, 7 lanthanides (10^{-2} à 10^{-3} M), Fe, Mo, Zr (10^{-2} à 10^{-1} M). Les meilleures conditions d'extraction et de dés-extraction ont été obtenues en combinant de nombreux résultats isolés et un essai d'intégration sur une solution inactive de lanthanides et de Fe, Mo, Zr. Les réactifs ainsi sélectionnés pour la phase organique sont le DMDOHEMA (0,6 M) et HDEHP (0,3M) dans le TPH et le TEGDA et l'acide oxalique (à différentes concentrations) pour les phases aqueuses. L'essai en actif a eu lieu en décembre 2009 et est en cours d'analyse. Le suivi en ligne des concentrations de Am, Cm et des lanthanides montre d'ores et déjà que la récupération de Am dans une solution TEGDA-acide oxalique vers pH 3 est de 97 % avec un facteur de décontamination en Cm de $5 \cdot 10^3$ (mais renfermant des lanthanides légers, du Mo et du Fe). Un essai sur une solution réelle vient d'être conduit avec succès à partir d'un raffinat de Purex, conduisant à la récupération d'Am dans les conditions prévues suites aux essais préliminaires.

46

2.1. RECHERCHE FONDAMENTALE

Les E&R conduites dans le laboratoire LILA de la DEN (laboratoire des interactions ligands-actinides) visent à identifier les espèces existantes dans les systèmes biphasés d'extraction permettant d'aller vers une modélisation phénoménologique de l'extraction des actinides. Les espèces sont nombreuses et complexes (espèces à 2 voire à 3 ligands) et on ne peut les identifier qu'en combinant de nombreuses mesures spectroscopiques, de spectrométrie de masse voire de mesures calorimétriques. Les données (composition, dimension, structure électronique) alimentent des études de dynamique moléculaire. Les constantes d'équilibre quand elles peuvent être mesurées alimentent les modèles qui sont une aide précieuse à la compréhension de la chimie compliquée des procédés. Le LILA a de nombreuses collaborations nationales (CEA, CNRS, ICSM) et internationales (Acsept, USA) et conduit une recherche de qualité.

2.2. CO-CONVERSION

La co-conversion des actinides issus de procédés de séparation doit conduire aux céramiques des combustibles ou des cibles de transmutation. En mode hétérogène, elle concerne les oxydes U-actinides mineurs (10 à 40 %), dans certains cas avec du Pu, et en mode homogène les oxydes U-Pu (18 à 40 %)-actinides mineurs (2 à 5 %). La première phase consiste à co-précipiter ou co-sorber (sur support poreux ou sur résine échangeuse d'ions) ou co-gélifier les éléments.

La seconde phase est une phase thermique pour former les oxydes. Ces E&R se situent entre le traitement des solutions issues de la séparation et la fabrication des céramiques par frittage.

Le CEA travaille surtout sur la co-précipitation des oxalates et leur calcination et de façon moins soutenue sur les autres voies (voir rapport CNE n° 2, annexes, page 59). A coté de ces voies il existe aussi la co-dénitration thermique surtout étudiée au Japon et aux USA (sur des solutions U-VI)-Pu-IV).

Le CEA a présenté à la Commission l'état de l'art dans ces domaines et les dernières avancées.

Les E&R sur les oxalates et oxydes en découlant sont bien avancées en particulier dans le domaine des la cristallographie des solutions solides U/Pu/Am/Cm (jusqu'à 10 %) et l'obtention de diverses morphologies des poudres d'oxalates (cristaux divers). Il reste un important travail à terminer pour arriver au stade de la maîtrise de la co-conversion des solutions U-IV – Pu-III pour faire le Mox (sans parler des quantités). L'incorporation de Np(IV) est en cours. La co-gélification et co-sorption sur REI de solutions U-Am (10 %) suivi de leurs traitements thermiques ont été réalisées donnant des précurseurs sphériques. Le programme devrait, d'ici à 2012, aboutir à la démonstration de la préparation de lots de plusieurs dizaines de grammes d'oxydes UAM et UPuAM, précurseurs pour la fabrication des combustibles CCAM et CPAM.

Les solutions issues de la séparation des actinides ne sont pas propices à la co-précipitation des oxalates. En particulier elles ne sont pas assez concentrées en actinides (150 mg/L alors qu'il faudrait 5 g/L) et elles renferment des complexants organiques (diacides oxalique et malonique, acide citrique, acides aminopolycarboxyliques, traces de molécules extractantes, etc.). Le CEA étudie comment les concentrer et détruire si possible en même temps la matière organique. L'ébullition de solutions tests : Nd, DTPA, acide malonique, à pH 2,5 ajusté par une base, détruit la majorité de la matière organique mais conduit aussi à la précipitation d'oxalate de Nd avec de l'acide oxalique produit par dégradation. En absence d'acide malonique et après un facteur de réduction de volume de 36, moins de matière organique est détruite mais cela ne gêne pas la co-précipitation quasi totale de l'oxalate mixte d'U-IV et de Nd-III obtenue par ajouts des réactifs appropriés (acide oxalique, nitrate d'U-IV et nitrate d'hydrazinium pour stabiliser le degré d'oxydation de l'uranium). Cet oxalate présente des caractéristiques cristallographiques normales. La matière organique de la solution mère est plus ou moins détruite par un traitement à ébullition avec H₂O₂2M (pendant 7 heures). Une autre façon est de traiter la solution additionnée d'acide malonique avec HNO₃ concentré. Sur la base de ces résultats préliminaires empiriques le CEA poursuit un programme pour proposer un schéma de traitement complet des solutions d'actinides issues de l'étape de séparation permettant de co-précipiter les oxalates et de traiter les effluents.

Selon le CEA, au terme de 2010 tous les procédés de séparation des actinides mineurs auront été testés ; fin 2012 les conditions de leur mise en œuvre industrielle pourront être appréciées.

La Commission considère que le premier point est acquis, puisque le procédé ExAm vient d'être validé récemment par un essai représentatif. D'ici à 2012 certains procédés seront même probablement optimisés. Pour le second point, à savoir l'évaluation de la mise en œuvre industrielle, la situation semble plus contrastée bien que des avancées incontestables aient été réalisées. Ainsi le CEA a montré que la conduite des procédés en aval de Purex, qui est délicate (maintenir un pH des solutions aqueuses vers 2 ou 3), peut être assurée par des mesures en ligne des concentrations de Am, Nd et Cm. C'est un point fort à consolider. Les flowsheets des essais fondés sur des codes dérivés de Parex sont en général bien vérifiés par les mesures. Cela montre que la modélisation empirique des procédés est correcte, qu'ils peuvent être transposés et que des optimisations sont possibles (réduction des flux et de la taille des appareils). Le recyclage du solvant DMDOHEMA-HDEHP/TPH, résistant bien à la radiolyse et l'hydrolyse, est au point, celui des autres solvants (TODGA, TEGDA, ..) est à faire ou à consolider. Les E&R sur le passage des solutions d'actinides issues de la séparation à celles pour la co-précipitation sont en cours. Pour la co-conversion il reste à optimiser les conditions de précipitation pour conduire *in fine* aux meilleurs oxydes mixtes. Le schéma de gestion des effluents n'est pour l'instant que partiel. Les E&R qui restent à faire d'ici à 2012 et qui sont inscrites dans le planning du CEA ne posent pas *a priori* de problème.

Pour montrer la possibilité de l'enchaînement des opérations de séparation et de co-conversion, le CEA envisage pour 2011 et 2012 un essai sur quelques kg de combustible usé allant de la dissolution à la préparation de quelques pastilles d'oxyde U-Am. Au cours de cet essai seraient testés : la dissolution-clarification, les procédés Coex et ExAm, la concentration de la solution d'Am, la co-précipitation d'oxalate U(IV)Am et la calcination-frittage de l'oxalate.

Le CEA écarte dès maintenant d'avoir des résultats expérimentaux directs sur du combustible RNR et le multi recyclage. Seules des indications de transposition seront acquises.

2.3. APPORTS DES GNR

Certaines des E&R conduites dans les GNR Paris et par Matinex portent directement sur la séparation-conversion des actinides ou permettent d'éclairer les phénomènes complexes de séparation et de transformation de composés en matériaux susceptibles de constituer des combustibles de RNR ou des cibles de transmutation. La perspective d'utiliser des carbures est souvent évoquée. Aussi sont-ils étudiés par Matinex et Paris, conformément aux objectifs des GNR de développer des E&R très en amont des procédés étudiés pour le rendez-vous de 2012.

Paris a présenté à la Commission les travaux conduits sur la radiolyse des molécules de malonamides potentiellement favorables à l'extraction des actinides mineurs (chimie quantique pour estimer les forces de liaison C-C ou C-N, spectroscopies IR couplées avec un accélérateur d'électrons). Un autre exemple a porté sur les mécanismes de la dissolution de carbures UC_x parfaitement définis dans l'acide nitrique et notamment sur les conditions d'oxydation complète du carbone (évitant ainsi la formation de complexants organiques). Matinex a présenté les progrès réalisés dans la préparation et le contrôle des propriétés des carbures d'actinides ou d'éléments légers, Si, Zr, Ti (combustible, gaines pour plaques ou aiguilles). La carboréduction d'oxydes et d'oxalates d'actinides (U, Pu) à faible température, en particulier avec des sucres, est une voie originale (800° C contre 2000 °C pour les méthodes classiques). La synthèse de SiC à partir de nanopoudres obtenues par pyrolyse laser est aussi une voie originale.

Annexe 9

COMPTES RENDUS DE MISSION ET CONFÉRENCE

VISITE DE LA CNE2 EN SUÈDE - 12 AU 14 AVRIL 2010

La Commission s'est rendue en Suède pour y prendre connaissance des développements intervenus depuis 2004 (voir rapport n° 11 de la CNE1, page 117) dans l'avancement des E&R pour le stockage des assemblages de combustible usé (ACU) issus des centrales électronucléaires suédoises. En effet le site du futur stockage a été choisi par SKB à Forsmark en 2009 où se trouvent déjà 2 réacteurs et le centre de stockage des déchets FMAVC (commune d'Osthammar). La Commission a visité les installations de ce centre et la zone choisie pour l'implantation du futur stockage.

SKB prévoit de demander l'autorisation de construction du stockage des ACU fin 2010 et attend l'autorisation de construire le stockage des ACU en 2014 pour une mise en exploitation en 2025. La Commission a également visité l'Atelier-laboratoire de conditionnement des ACU, à Oskarshamn, le centre d'entreposage des ACU (CLAB) où l'usine d'encapsulation sera construite, et le laboratoire souterrain dans le granite de Äspö, situés dans la commune d'Oskarshamn.

Les investigations pour choisir un site d'implantation du stockage se sont déroulées simultanément sur les communes d'Osthammar (Forsmark) et d'Oskarshamn (Laxemar) entre 2002 et 2008. Huit caractéristiques des sites en relation avec la sûreté ont été comparées au regard du risque limite réglementaire de 10^{-6} /an pour ne pas dépasser la dose limite de 14 microSievert/an pendant un million d'années. D'autres critères ont également été comparés comme la faisabilité d'implantation des installations, l'impact sur l'environnement et les ressources humaines. Le choix s'est porté sur Forsmark. La Commission a écouté l'exposé d'un responsable de la commune d'Osthammar, ce qui lui a permis, en relation directe avec l'un des acteurs, de prendre connaissance du processus de consultation des populations et du processus conduisant à l'autorisation de construction.

Les E&R sur le procédé de soudure des couvercles des conteneurs des ACU par friction (cuivre sur cuivre) ont abouti. Celles sur la fabrication des inserts en fonte et des enveloppes en cuivre pour la mise en conteneur des ACU se poursuivent.

Les expériences dans le laboratoire d'Äspö se poursuivent notamment au plan de l'ingénierie de mise en place, voire de retrait, des colis de stockage. La Commission a pu voir, *in situ* dans le laboratoire d'Äspö, le fonctionnement de l'appareil permettant de manipuler les conteneurs et de les mettre en place dans les puits verticaux creusés dans le granite.

COMPTE-RENDU DE LA CONFÉRENCE MIGRATION 2009

La Conférence Migration a eu lieu du 20 au 25 Septembre 2009 à Kennewick (État de Washington, USA). Kennewick est l'une des "Tri Cities" où résident en particulier les employés du site historique de Hanford, qu'il était possible de visiter au cours de la Conférence.

Depuis plus de 20 ans, ces conférences rassemblent les spécialistes sur des sujets de physico-chimie fondamentale qui sont associés à des études appliquées telles que l'évaluation des performances d'un stockage ou la décontamination des sols. En ce sens, les résultats acquis par cette communauté constituent le socle de connaissances en chimie sur lequel se bâtit une véritable gestion des déchets nucléaires. C'était particulièrement évident à cette conférence où la

préoccupation des chercheurs américains présents était la "remédiation" des sites américains pollués et en premier lieu Hanford. On a beaucoup moins parlé de Yucca Mountain. La conférence rassemblait environ 300 chercheurs. S'y côtoyaient des expérimentateurs, chimistes, des modélisateurs de différents domaines de la migration en nombre toujours croissant (et dont le programme couvre maintenant presque tout le domaine des échelles spatiales) et aussi des utilisateurs de grands instruments (le rayonnement synchrotron en particulier). Les laboratoires français (CEA, CNRS, Andra, BRGM...) étaient bien représentés et ont donné des exposés invités et des présentations appréciées. Les chercheurs français ont rappelé constamment où en étaient les recherches, en particulier sur le stockage géologique, dans leur pays. Les chercheurs japonais étaient présents et les quelques représentants de la Chine ont été suffisamment convaincants pour que la prochaine conférence "Migration 2011" ait lieu dans leur pays.

La Conférence "Migration 2009" répartissait les domaines d'intérêt suivant trois rubriques :

- ❖ A. Chimie aqueuse des actinides et des produits de fission ;
- ❖ B. Migration des radionucléides ;
- ❖ C. Géochimie et modélisation du transport.

❖ Sous la rubrique A :

- Solubilité et dissolution,
- Formation de solution solide et de phase secondaire,
- Complexation par des ligands organiques ou inorganiques,
- Réactions Redox et effets radiolytiques,
- Réactions à l'interface solide-eau,
- Formation de colloïdes,
- Méthodes expérimentales.

50

❖ Sous la rubrique B :

- Diffusion et autres mécanismes de migration,
- Effet des matériaux biologiques et organiques,
- Migration des RN.

❖ Sous la rubrique C :

- Modélisation géochimique et du transport.

Il convient d'ajouter une séance spéciale consacrée à Hanford. Deux séances posters étaient organisées, qui apportaient un nombre considérable d'informations détaillées. Une autre session spéciale a couvert les programmes de recherche nationaux (Chine, Corée, Russie, France et Suède) et les projets européens (Pamina, Recosy).

Au cours de la session d'ouverture, la réorganisation du DOE a été longuement présentée, et la présentation invitée (brillante) était intitulée : "A short history of Waste Generation, Storage and Release at the Hanford Site".

1.1. CHIMIE AQUEUSE DES ACTINIDES ET DES PRODUITS DE FISSION

Un des aspects les plus intéressants de ce thème concerne la physico-chimie aux interfaces, essentielle aux futurs projets mais complètement différente de ce qu'on connaît en solution. On étudie systématiquement, avec un maximum de techniques expérimentales, et on modélise les structures et processus aux interfaces entre minéral et eau, en particulier la sorption d'ions aux interfaces entre minéral et solutions aqueuses. C'est aussi à cette interface qu'il faut comprendre et modéliser les processus redox. On note ici l'intérêt pour le rôle des structures biologiques : pas moins de 30 posters sur la complexation avec des ligands organiques ou bioinorganiques !

Le comportement en stockage fait l'objet d'études sur la sorption et l'oxydation du fer ferreux à l'interface oxyde de fer-eau, les réactions de transfert électronique Fe-II – Fe-III en solutions aqueuses, le rôle de Fe-III sur la dissolution du combustible usé, le rôle de la structure du solide sur la solubilité de la zirconite, enfin la dissolution du verre nucléaire dans l'eau, pour citer quelques exemples.

Sur les produits de fission, des travaux portent sur la réduction de [Tc-VII O₄] mobile, vers Tc-IV immobile par des sédiments aquifères de Hanford.

Sur un plan plus théorique, on étudie par dynamique moléculaire la coordination de Th-IV : structure de l'ion solvaté, évolution de la coordination avec le nombre et le type de ligands. Une revue invitée brillante a porté sur l'ion uranyl-V : UO₂⁺ et sa nature transitoire et plusieurs exposés théoriques sur la structure électronique des complexes d'actinides (théorie de la densité fonctionnelle), et sur la sorption de l'ion uranyl-VI : UO₂⁺.

On étudie l'interaction uranyl-surface, suivant les propriétés de celle-ci, pour réduire la migration de l'uranium. Plus particulièrement, on étudie l'interaction uranium-sidérite (produit de corrosion des conteneurs et présent dans les formations géologiques) : la sidérite réduit U-VI en U-IV moins soluble, suivant deux mécanismes distincts. On a là une stratégie de remédiation de l'uranium dans l'environnement. Sur ce thème, d'autres stratégies font appel aux phosphates d'U qui contrôlent la solubilité de l'U dans certains sites. De nombreux travaux de modélisation (par DFT) de la sorption de l'ion uranyl UO₂⁺ sont présentés.

On étudie beaucoup le comportement redox de Np-V et aussi sa complexation par des bactéries, la solubilité de Np-IV en présence de Ca et Si en milieu basique.

On recherche les processus physiques et géochimiques qui influencent le transport du plutonium sur les sites contaminés. Comment les transformations redox peuvent-elles affecter la spéciation du Pu ? On a espoir de pouvoir manipuler des colloïdes de Pu et on étudie leur réactivité de surface.

Au plan expérimental, des expériences intéressantes sur la sorption utilisent la spectroscopie de fluorescence laser résolue en temps.

1.2. MIGRATION DES RADIONUCLÉIDES

Une attention particulière est portée à tous les phénomènes dans lesquels un processus biologique peut intervenir. Par exemple, on établit des stratégies pour promouvoir la réduction biologique d'U-VI vers U-IV et immobiliser l'uranium. On discute le rôle de U-V et la formation éventuelle d'U₄O₉ et on examine tout ce qui peut abaisser sa solubilité. On décrit la biostabilisation de l'uranium dans un aquifère alluvial. On observe aussi de nombreux travaux sur la complexation. On montre que le transport de nombreux radionucléides, quel que soit leur valence, est aussi gouverné par la matière organique (formation de complexes ou de colloïdes). Ceci amène à dresser un inventaire des composés organiques présents dans la géosphère, à étudier, par exemple, le fractionnement d'acides humiques et son rôle sur le comportement des radionucléides, la distribution des degrés d'oxydation du Pu dans les sols où une activité microbienne est présente. Dans tous ces travaux, il s'agit d'aboutir à la prédiction du transport de radionucléides par les colloïdes dans les sites de stockage : stabilité, rôle de la sorption.

Des méthodes de spectroscopie confirment la réduction des sélénures en sélénium dans l'argile de Boom (Belgique). Les chercheurs s'intéressent aussi à la migration de Np-V, de Pu et de produits de fission comme ⁹⁹Tc, ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr; c'est le cas en Suisse, au Japon, en Corée...

Les analogues naturels fournissent des repères : d'où des travaux sur des échantillons venus de mines dont l'exploitation a cessé : en Suède, en Finlande. L'Andra étudie la présence d'iode dans le COX. Sur un plan plus fondamental, on modélise la sorption/désorption de Np-V et Pu-V sur la goéthite. Un exposé invité a donné une description multiéchelle des processus gouvernant la diffusion/rétention dans les argiles.

1.3. MODÉLISATION DU TRANSPORT

L'importance des études dans ce domaine sur les évaluations de performances des sites de stockage géologique est évidente.

On passe ici des problèmes les plus théoriques à des considérations brutalement "appliquées". EDF a présenté un modèle de transport réactif et discuté les problèmes de linéarisation et de propagation des incertitudes : en particulier, la validité des conclusions qu'on en tire et la façon dont on s'appuie sur ces modèles. Une simulation stochastique des processus de transport de l'uranium à Hanford a été proposée, qui cherche à évaluer l'impact des variations de perméabilité des aquifères sur le flux d'uranium atteignant la rivière Columbia. Les chercheurs de Berkeley introduisent dans leur modèle des processus biologiques d'immobilisation de l'uranium. Les chercheurs espagnols ont présenté des conclusions du projet européen Pamina qui mettent en doute la validité de l'approche faisant intervenir K_d , dans leur application à la bentonite et aux éléments Ni et Cs.

Différents pays établissent des bases de données (sélection et évaluation) : c'est le cas de la Belgique, de la Chine, de l'Allemagne, du Japon et de la Corée...

Des modèles ont été présentés d'exclusion anionique (BRGM), de description des phénomènes de sorption (Belgique), de migration des métaux lourds hors d'un entreposage (Allemagne). Les premières expériences de transport à Grimsel sont interprétées.

La Corée se préoccupe du devenir des déchets de la pyrochimie, un problème guère abordé ailleurs.

1.4. SESSION SPÉCIALE HANFORD

52

Pour décrire la situation à Hanford, il faut savoir que plus de 100 milliards de gallons de solutions plus ou moins actives ont été déversés intentionnellement dans le sol. A côté, 50 millions de gallons (les plus dangereux) sont entreposés, dont un million ont fui. Les sols sont en cours de caractérisation, par sondages autour des conteneurs et spectroscopie gamma. C'est aussi le cas de la boue des tanks-conteneurs liquides. Des décharges de Pu et Am sont repérées. Leur migration verticale a eu lieu sur plus de 40 m.

Annexe 10

PANORAMA INTERNATIONAL

Cette annexe reprend les informations données l'an dernier et les complète en décrivant les modifications survenues cette année. Par ailleurs la Commission projette d'étudier l'an prochain le panorama en Chine et en Corée, en compléments des pays considérés jusqu'à maintenant.

Le chapitre est organisé pour présenter le cadre légal international, les principaux laboratoires et sites de stockage souterrains dans le monde ainsi que les sources d'irradiation en spectre neutronique rapide. Les E&R développées dans le cadre européen et international en matière de stockage sont données ensuite, suivies de celles consacrées aux nouvelles filières de réacteurs pour la séparation-transmutation. Ce chapitre se termine par une courte description de projets liés à l'établissement de bases de données nucléaires, au volet économique et à celui de l'enseignement, de la formation et de la gestion des connaissances.

1.1. CADRE LÉGAL INTERNATIONAL

La gestion des déchets radioactifs, et par extension les E&R sur la gestion des déchets, se situent dans un cadre légal national et international.

La Commission européenne a créé le "High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management" (anciennement ENSREG) en 2007. Une de ses tâches est de préparer de nouvelles règles européennes en matière de sûreté des installations nucléaires et de gestion des déchets et combustibles usés.

53

Le cadre légal français est bien connu. Le cadre international couvre cinq aspects distincts :

- ❖ la protection du milieu marin via la Convention internationale OSPAR ;
- ❖ l'information et la participation du public en matière d'environnement par la Convention d'Åarhus ;
- ❖ la Convention sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs ;
- ❖ la Convention sur la sûreté nucléaire ;
- ❖ l'évaluation de l'impact sur l'environnement dans un contexte transfrontalier (Convention d'Espoo, Euratom art. 37, Directive EU/97/11).

1.1.1. Convention internationale OSPAR

Suite aux conventions de Londres et d'Oslo sur la prévention de la pollution marine due aux immersions de déchets par bateau ou avion, et à celle de Paris sur la prévention des rejets à partir de la terre ferme, les pays européens ont mis fin, depuis 1982, à l'évacuation de déchets radioactifs dans l'Océan Atlantique. Depuis 1992, les conventions ont été réunies dans la Convention internationale OSPAR, ratifiée par la France en 1997 et entrée officiellement en vigueur en 1998. Concernant tout risque consécutif au rejet de déchets en mer, la convention requiert l'application du principe de précaution, du principe du pollueur payeur, et de choisir en tout état de cause les meilleures techniques et pratiques environnementales disponibles.

1.1.2. Convention d'Åarhus

La convention d'Åarhus règle la participation du public aux processus décisionnels et l'accès à la justice en matière d'environnement. Elle est entrée en vigueur en 2001 et a été ratifiée par la France en 2002. Le droit d'accès à l'information s'exerce auprès de toutes les autorités et opérateurs publics. La convention stipule également que la participation du public aux processus décisionnels doit pouvoir s'exercer lorsque toutes les options et solutions sont encore possibles. Les résultats de la participation doivent être dûment pris en considération. Enfin, l'accès à la justice doit prévoir des recours suffisants et sans coûts prohibitifs.

1.1.3. Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs

La convention, négociée sous l'égide de l'AIEA en 1997 a pour objet :

- ❖ atteindre et maintenir un niveau élevé de sûreté partout dans le monde en matière de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, par le renforcement des mesures nationales et de la coopération internationale ;
- ❖ établir et maintenir, à tous les niveaux de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, des défenses efficaces contre les dangers potentiels, afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés des effets néfastes des rayonnements ionisants.

À ce jour, 45 États ont ratifié la convention commune, dont la France en 2001.

1.1.4. Convention sur la sûreté nucléaire

Les objectifs de la convention sont les suivants :

- ❖ atteindre et maintenir un haut niveau de sûreté nucléaire dans le monde entier grâce à l'amélioration des mesures nationales et de coopération internationale, et notamment, s'il y a lieu, de coopération technique en matière de sûreté ;
- ❖ établir et maintenir, dans les installations nucléaires, des défenses efficaces contre les risques radiologiques potentiels afin de protéger les individus, la société et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants émis par ces installations ;
- ❖ prévenir les accidents ayant des conséquences radiologiques et atténuer ces conséquences au cas où de tels accidents se produiraient.

Adoptée en 1994 par l'AIEA, la convention a été approuvée par la France en 1995. Depuis 2005, tous les pays exploitant des réacteurs électronucléaires l'ont ratifiée.

1.1.5. Convention d'Espoo

La convention sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement (EIE) dans un contexte transfrontalier stipule les obligations des Parties d'évaluer l'impact sur l'environnement de certaines activités dès le début de leur planification. Elle stipule également l'obligation générale des États de notifier et de se consulter sur tout projet majeur à l'étude, susceptible d'avoir un impact transfrontière préjudiciable important sur l'environnement. La convention est entrée en vigueur le 10 septembre 1997 et a été ratifiée par la France en 2001.

1.1.6. Traité Euratom, Article 37

L'article 37 du traité EURATOM spécifie que "*Chaque État membre est tenu de fournir à la Commission [européenne] les données générales de tout projet de rejet d'effluents radioactifs sous n'importe quelle forme, permettant de déterminer si la mise en œuvre de ce projet est susceptible d'entraîner une contamination radioactive des eaux, du sol ou de l'espace aérien d'un autre État membre.*"

1.1.7. Directive CE/97/11

Cette directive du 3 mars 1997 modifie la directive 85/337/CEE concernant l'évaluation des incidences de certains projets publics et privés sur l'environnement. La directive est la transcription en droit européen de la convention d'Espoo. Elle impose que "*Les États membres prennent les dispositions nécessaires pour que, avant l'octroi de l'autorisation, les projets susceptibles d'avoir des incidences notables sur l'environnement, notamment en raison de leur nature, de leurs dimensions ou de leur localisation, soient soumis à une procédure de demande d'autorisation et à une évaluation en ce qui concerne leurs incidences.*"

1.1.8. Résolution CE/17438/1/08⁸

Afin d'améliorer de manière continue la sûreté de la gestion des déchets radioactifs dans l'Union Européenne, la résolution vise :

- ❖ à mettre en place, par chaque État membre, un plan national de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs accessible au public devant comprendre un inventaire des dispositions de financement ou un cadre réglementaire ;
- ❖ à mettre en œuvre des politiques de gestion des déchets qui devra se faire de manière transparente et associer le public, notamment à l'occasion des décisions d'implantation d'un stockage ;
- ❖ à renforcer l'usage de revue par les pairs.

55

2.1. LABORATOIRES DE RECHERCHE OU SITES DE STOCKAGE SOUTERRAIN

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 (Åspö, SKB) et en Suisse (sites du Mont-Terri et de Grimsel, Nagra). En fonction des caractéristiques géologiques locales, les E&R sur la roche-hôte sont centrées sur l'argile, le granite ou le sel.

Le choix finlandais et suédois est le granite. Les concepts de stockage sont très similaires ; cependant, le laboratoire en construction en Finlande deviendra à terme une partie du centre de stockage, ce qui n'est pas le cas en Suède. En Belgique, France et Suisse, la roche-hôte privilégiée est l'argile. L'Espagne a examiné les trois options, mais se concentre actuellement sur l'entreposage à long terme. Aux États-Unis, il existe un centre de stockage de déchets militaires MAVL dans une couche de sel : le Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) du Département de l'Énergie des États-Unis, opérationnel depuis 1999.

⁸ Résolution du Conseil de l'Union européenne sur la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, 16 décembre 2008, 17438/1/08.

▪ Allemagne

La mine de Konrad, ancienne mine de fer à une profondeur de 800 à 1 300 m, est située en-dessous d'une très épaisse couche d'argile. En 2002, le Gouvernement allemand y a autorisé le stockage de déchets FAVL et MAVL. Suite à des actions judiciaires, l'exploitation du centre de stockage a été retardée. Le feu vert définitif quant à l'exploitation a été obtenu en 2008 et les premiers colis sont attendus à partir de 2013.

De 1967 à 1978, l'ancienne mine de sel d'Asse a reçu des déchets FAVC (Faible activité à vie courte) et MAVC (Moyenne activité à vie courte) dans le cadre d'un projet de stockage. Par la suite, la mine a été utilisée comme laboratoire de recherche souterrain, principalement pour l'étude des effets thermiques sur le sel entourant des conteneurs chauffés simulant des déchets HAVL. Ce site de stockage connaît actuellement des difficultés de stabilité liées à des venues de saumure et de chutes de parties des plafonds de certaines excavations.

Le site de Gorleben, également une ancienne mine de sel, est étudié depuis trente ans pour la possibilité d'y stocker des déchets de toute catégorie ainsi que du combustible usé. Le laboratoire à une profondeur de 840 m a été opérationnel entre 1998 et 2000, date à laquelle un moratoire politique a interrompu les E&R. Le gouvernement actuel a décidé d'y reprendre les études, après plusieurs années de désaccords politiques et d'actions en justice.

L'ancienne mine de sel de Morsleben a accueilli les premiers déchets radioactifs en 1971. En 1981 une licence provisoire pour le stockage a été obtenue, licence qui est devenue définitive en 1986. La mine a continué d'accepter des colis de déchets jusqu'en 1998. Elle connaît de graves problèmes de stabilité qui ont conduit à y injecter plus de 4 000 000 m³ de matériaux de remblai.

▪ Belgique

La Belgique dispose depuis 1982 du laboratoire Hades à 225 m de profondeur, situé dans une couche d'argile en-dessous du Centre d'Étude de l'Énergie Nucléaire de Mol ; le laboratoire est exploité par le GIE Euridice (groupement du SCK•CEN et de l'Ondraf). Le laboratoire a actuellement une longueur de plus de 200 m et comporte des dizaines d'expériences. Les recherches et expériences, dont certaines durent depuis plus de vingt ans, ont trait principalement aux techniques de construction, à la corrosion, à la migration des radionucléides, au comportement des déchets et à l'instrumentation. La plupart des projets de recherche sont effectués dans un cadre international. L'Andra y participe régulièrement.

Depuis plus de dix ans, deux expériences sont en cours dans le cadre du programme Coralus visant à étudier l'influence de différentes conditions aux limites (chimie, température et radiation) sur la lixiviation des actinides incorporés dans le verre nucléaire. Dans ces expériences, des plaquettes de verre avec des concentrations représentatives en isotopes d'uranium, de plutonium, d'américium et de neptunium (ordre de grandeur : Ci/g), préparées par le CEA, sont mises en contact avec différents matériaux poreux. Le champ de radiation gamma est simulé par des sources de cobalt 60 (ordre de grandeur : kCi). Le laboratoire Hades est actuellement le seul qui dispose d'une licence pour travailler à de tels niveaux d'activité.

Une expérience thermo-hydro-mécanique et chimique de grande ampleur, Praclay, est en phase finale d'installation. Elle vise à simuler le champ de température autour d'une galerie d'enfouissement de déchets de haute activité. A cette fin, une galerie dont les dimensions correspondent au concept de stockage belge a été creusée. Elle sera chauffée pendant 10 ans à 80 °C sur une longueur de 30 m.

Dans le cadre du projet Forge, un dispositif expérimental de 40 cm de diamètre sera installé dans le laboratoire pour étudier l'effet de contraintes *in situ* sur l'écoulement des gaz. Cette expérience est complétée par un important programme de recherches en laboratoire de surface, associant des modélisations.

▪ Canada

Le Canada a disposé d'un laboratoire de recherches souterrain situé à proximité des laboratoires de Pinawa-Whiteshell (Manitoba). Il avait été créé en 1982 pour étudier la faisabilité de l'évacuation sûre des déchets de combustible nucléaire dans une roche granitique. Le laboratoire n'est plus opérationnel ; il en est aux premières étapes de son déclassement. Un programme d'investigations est en cours sur la presqu'île de Bruce (Lac Huron, Ontario) en vue d'un stockage en milieu calcaire à grande profondeur ($\pm 1\ 000$ m). Le projet concerne le stockage de déchets radioactifs FAVC et MAVC.

A ce jour trois forages ont été réalisés et deux autres ont débuté. Le site de Bruce où 8 centrales nucléaires sont implantées, sert également de site d'entreposage de combustible usé.

▪ États-Unis

Le site de stockage WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) situé près de Carlsbad au Nouveau-Mexique, accueille depuis 1999 les déchets transuraniens issus des activités militaires. Les déchets sont stockés dans une couche de sel âgée de 250 millions d'années et située à quelques 700 m de profondeur.

Pendant plus de deux décennies, Yucca Mountain au Nevada a été le site principal étudié aux EU pour le stockage des déchets HAVL. En 2002, le "Yucca Mountain Development Act" était approuvé par le Congrès américain et signé par le Président. Ainsi, Yucca Mountain devenait le site officiellement proposé comme site de stockage. En juin 2008, le Département de l'Énergie (US-DOE) a soumis une demande de licence pour le site aux autorités compétentes (Nuclear Regulatory Commission, NRC). Cependant, le budget alloué au projet a été drastiquement réduit par la nouvelle administration. La demande de licence a été retirée en mars 2010. L'administration a annoncé la création d'une nouvelle commission de haut niveau afin de proposer des alternatives au projet.

57

▪ Finlande

Posiva Oy, qui gère les déchets radioactifs finlandais, a choisi le site granitique d'Olkiluoto, où un EPR est actuellement en construction, comme site de stockage pour les combustibles usés pour les réacteurs actuellement en service, ainsi que pour deux réacteurs à construire dans le futur. Les premières galeries servent de laboratoire de caractérisation et de recherche depuis le début des travaux en 2004. Ce laboratoire, destiné à devenir une partie du site de stockage, atteindra la profondeur visée de 400 m en 2010. Le concept choisi est, à des détails près, le concept suédois : le combustible usé est mis dans des conteneurs en cuivre stockés dans des puits remplis de bentonite. La mise en service du stockage définitif est prévue en 2020.

Les dernières années, Posiva Oy a soumis plusieurs demandes de "décisions de principe" pour l'implantation d'un site de stockage pour combustible usé. Il entre dans ses intentions de demander la licence de construction pour les galeries de stockage, hors laboratoire, en 2012.

▪ Japon

Deux laboratoires de recherche méthodologiques sont actuellement en construction, un à Mizunami dans une roche cristalline et un à Horonobe dans une roche sédimentaire. Au laboratoire de Mizunami, une profondeur de 400 m a été atteinte. Les études concernant l'hydrologie et la mécanique des roches y continuent. Au laboratoire de Horonobe, les tests hydrologiques et les mesures hydrochimiques continuent. L'EDZ y est étudié autour d'une galerie à une profondeur de 140m. Un test *in situ* de béton projeté avec un ciment HFSC (High Fly ash Silica fume Cement) à faible alkinité s'est révélé très prometteur.

L'organisation japonaise pour la gestion des déchets radioactifs, Numo a la responsabilité de mettre au point un site de stockage pour les déchets HAVL. Un site sera sélectionné en trois phases : investigation préliminaire ; zone d'investigation détaillée ; zone de construction. En 2002, Numo a fait un appel à candidatures, mais jusqu'à présent, cet appel est resté sans succès. Si des propositions sont reçues, Numo fera une étude de littérature sur l'activité volcanique, les failles et autres caractéristiques géologiques. Entre temps, Numo continue à faire appel à des municipalités susceptibles d'être volontaires pour ces études préliminaires.

▪ Suède

En Suède, la gestion des déchets radioactifs est la responsabilité de SKB (Svensk Kärnbränslehantering AB).

SKB dispose du laboratoire d'Äspö près de la ville d'Oskarshamn, creusé dans du granite à une profondeur de 460 m. Contrairement à l'approche finlandaise, le laboratoire ne fera pas partie du site de stockage définitif, mais sert à valider les concepts choisis. Les recherches y sont axées principalement sur les techniques de construction, sur l'hydrogéologie, la migration des radionucléides et la modélisation.

Le laboratoire d'Äspö est opérationnel depuis 1995 et sa recherche, ainsi que ses développements et ses activités de démonstration, ont suscité un vif intérêt au niveau international. En 2008, 8 organisations de 7 pays ont participé à côté de SKB aux recherches. Andra, BMWi (Allemagne), CRIEPI et JAEA (Japon), NWMO (Canada), Posiva (Finlande) et SKB ont formé "l'Äspö International Joint Committee (IJC)", responsable pour la coordination des recherches internationales au laboratoire.

Le "Laboratoire de Bentonite" a été mis en service au printemps de 2007 ; il est situé sur le laboratoire d'Äspö. Ce laboratoire examine si la bentonite -qui forme un tampon autour des conteneurs et sert de matériau de remplissage pour les tunnels- remplit son rôle sous différents régimes hydrogéologiques. Il assure le complément aux activités souterraines et permet des essais à grande échelle de diverses méthodes d'opération dans des conditions variées. Des machines et des robots y sont également développés et testés.

Le "Laboratoire d'encapsulation des conteneurs" d'Oskarshamn est le centre de SKB pour le développement des conteneurs. SKB y développe la technologie pour le soudage du couvercle et du fond des conteneurs destinés aux combustibles nucléaires usés. Des méthodes sont également mises au point pour l'inspection des soudures et des matières s'y trouvant. Un autre domaine de recherche important consiste à vérifier que les machines et les équipements qui seront utilisés dans l'usine d'encapsulation, fonctionnent de manière adéquate. Ce laboratoire servira aussi de centre de formation pour le personnel futur de l'usine correspondante.

Depuis les années mi-1970, SKB a acquis des connaissances sur le socle rocheux suédois. Ces connaissances forment la base des travaux sur la sûreté et l'impact environnemental d'un site de stockage de combustible usé. Pendant les années 90, des études préliminaires ont eu lieu dans 8 municipalités. Ces pré-études ont été complétées en 2002 suite aux décisions des municipalités d'Oskarshamn et d'Östhammar d'autoriser des études d'implantation de site de stockage sur leur territoire. Les investigations ont commencé l'année même, et mi-2009 le site de Forsmark situé à Östhammar a été sélectionné par SKB. Fin 2010, SKB a l'intention de déposer une demande d'autorisation pour la construction de l'installation de stockage, suivant les règles légales décrites dans le "Swedish Act on Nuclear Activities". Dans le même temps, SKB demandera les autorisations pour l'entreposage, d'encapsulation, et le stockage définitif, le tout dans le cadre du code environnemental suédois. L'installation de stockage est prévue pour être opérationnelle en 2025.

▪ Suisse

La Suisse a deux laboratoires de recherche : Grimsel et le Mont-Terri. Le laboratoire de Grimsel est situé dans le granite d'un flanc de la montagne Aar, accessible via une galerie d'accès à une centrale hydroélectrique souterraine. Le laboratoire, d'une longueur d'environ 1 000 m, a été notamment le cadre de l'expérience Febex sur la simulation d'un stockage HAVL et de combustible usé afin d'étudier le comportement des barrières de protection successives. La plupart des E&R sont effectuées dans un cadre international et l'Andra y a participé régulièrement.

Le laboratoire du Mont-Terri est situé le long d'un tunnel autoroutier dans une couche d'argile à opalines. D'une longueur totale de plusieurs centaines de mètres, il comporte des dizaines d'expériences internationales sur les caractéristiques géologiques, hydrogéologiques, géochimiques et géotechniques de l'argile à opaline. Les expériences sont aussi bien méthodologiques que visant une qualification de l'argile comme roche-hôte d'un stockage. L'Andra participe à bon nombre d'expériences, entre autres à cause de la similitude entre les argiles du Mont-Terri et celles du laboratoire de Bure. Quant au choix d'un site de stockage, le processus est repris à zéro suite à la réticence des collectivités locales dans le Züricher Weinland.

3.1. ÉTUDES ET RECHERCHES INTERNATIONALES SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE PROFOND

La nature de la roche-hôte impose des techniques spécifiques pour l'excavation industrielle, l'exploitation et le scellement des galeries de stockage. De plus, les caractéristiques des déchets ou du combustible usé conditionnent le choix des barrières ouvragées qui, en interaction avec la roche-hôte, vont influencer la performance du stockage. Un problème spécifique se pose avec les déchets "graphite" qui contiennent des radionucléides extrêmement mobiles à longue durée de vie comme le chlore 36. Sous l'impulsion de l'Andra, l'AEN a créé, au sein de son Comité sur les déchets radioactifs, un groupe de travail sur la réversibilité. Un des objectifs du groupe composé de 13 partenaires, est de définir une échelle de réversibilité qui exprime la progressivité des différentes étapes du stockage et caractérise l'évolution de la capacité à récupérer les déchets. Un panorama des programmes en cours est présenté.

59

3.1.1 Études des performances du stockage

- **CARBOWASTE**⁹ - Les réacteurs à modérateur graphite sont représentatifs de la première génération de réacteurs en démantèlement. Le graphite irradié contient du carbone 14 et du chlore 36 en concentration variable. Ces deux radionucléides sont très mobiles et très facilement susceptibles d'être absorbés par la matière vivante. Le projet a pour but de développer des techniques optimales pour traiter ces déchets.
- **CATCLAY**¹⁰ - Suite aux résultats du projet Funmig, CatClay devrait résoudre le problème de la migration des cations dans l'argilite. En effet, pour certains cations, les expériences ont montré une diffusion sur une distance plus grande qu'attendue. Une explication scientifique est essentielle pour les études de sûreté des concepts de stockage en argile.
- **EBSSYN**¹¹ - EBSSYN est un projet commun entre la Commission européenne et l'Agence de l'Énergie Nucléaire, destiné à préparer un rapport de synthèse sur les systèmes de barrière et la sûreté des sites de stockage HAVL.

⁹ Treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 16 pays, 28 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, Areva, EDF, UCAR-SNC et l'Ecole Normale Supérieure.

¹⁰ Processes of Cation Migration in Clay Rocks; 2010-2013, 7^{ème} PCRD, 5 pays, 7 partenaires dont le CEA (coordinateur), Andra, BRGM.

¹¹ A joint EC/NEA EBS project synthesis report; 2008-2009, 7^{ème} PCRD et AEN.

- **ESDRED**¹² - L'objectif du programme est de démontrer la faisabilité industrielle des développements et technologies nécessaires pour construire, exploiter et fermer un site géologique profond de stockage qui réponde aux exigences de sûreté à long terme. Le programme tient compte des différents concepts européens et inclut des activités d'enseignement et de formation.
- **FEBEX 11**¹³ - Dans le laboratoire souterrain de Grimsel, l'expérience Febex I simulait l'échauffement d'une barrière de bentonite et en mesurait les conséquences, Comme la plupart des capteurs sont encore opérationnels, Febex II poursuit la phase d'observation de l'expérience afin d'améliorer et de valider les données et les codes pour l'étude des processus géochimiques, la génération et le transport de gaz, la corrosion et la performance des instruments de mesure.
- **FORGE**¹⁴ - L'objectif du projet qui associe expérimentation et modélisation, est d'améliorer la connaissance des processus de transfert de gaz dans les principaux matériaux présents dans les différents concepts de stockages de déchets radioactifs étudiés actuellement en Europe.
- **FUNMIG**¹⁵ - L'objectif central de Funmig est de comprendre et de modéliser les processus clés de la migration des radionucléides à travers les couches géologiques et la géosphère. Les roches-hôtes considérées sont l'argile, le granite et le sel.
- **IGD-TP**¹⁶ - La plate-forme technologique européenne IGD-TP sur le stockage géologique des déchets nucléaires est l'aboutissement de travaux commencés durant le 6^{ème} Programme cadre et menés par les organisations de gestion des déchets radioactifs en Suède, en Finlande et en France, en collaboration avec le Ministère fédéral allemand de l'Economie et de la Technologie qui ont piloté la mise en place de cette nouvelle plate-forme technologique européenne. Un document d'orientation décrit la mission, les objectifs, les prestations et l'organisation de la plate-forme. Il résume également les mesures techniques à appliquer au cours des 10-15 prochaines années pour que les États membres mettent en œuvre le stockage géologique. IGD-TP va maintenant élaborer un agenda stratégique de recherche pour coordonner les efforts scientifiques, technologiques et sociopolitiques relatifs au stockage géologique.
- **MICADO**¹⁷ - Ce programme 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.
- **MODERN**¹⁸ - Le projet vise à fournir une référence des objectifs techniques, moyens et méthodes, permettant de concevoir un système d'auscultation pendant les différentes phases de stockage, en respectant les besoins et contraintes spécifiques à chaque pays.

¹² Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs; 2004-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 14 partenaires dont l'Andra.

¹³ Full-scale High Level Waste Engineered Barriers; 1994-2012, 22 partenaires dont l'Andra, le BRGM et l'Institut National Polytechnique de Toulouse.

¹⁴ Fate of repository gases; 2009-2013, 7^{ème} PCRD, 12 pays, 24 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'IRSN, le CNRS, EDF et l'Ecole Centrale de Lille.

¹⁵ Fundamental processes of radionuclide migration; 2005-2008, 6^{ème} PCRD, 15 pays, 53 partenaires dont l'Andra, le CEA, le BRGM, l'Université Joseph Fourier Grenoble 1, l'Université du Maine, l'Association pour la recherche et le développement des méthodes et processus industriels, Études-Recherches-Matériaux, l'École Nationale Supérieure de Chimie de Mulhouse, l'Alpine Institute for Environmental Dynamics et UJF-Filiale.

¹⁶ Plate-forme technologique européenne IGD-TP sur le stockage géologique des déchets nucléaires; membres fondateurs : les organisations de gestion des déchets en Belgique (ONDRAF), Finlande (Posiva), France (Andra), Espagne (ENRESA), Suède (SKB), Suisse (Nagra), UK (CND) et le Ministère fédéral allemand de l'Economie et de la Technologie (BMWV).

¹⁷ Model uncertainty for the mechanism of dissolution of spent fuel in a nuclear waste repository; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 6 pays, 19 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'IRSN et l'Association pour la recherche et le développement des méthodes et processus industriels de l'Ecole Nationale Supérieure des Techniques Industrielles des Mines de Nantes.

¹⁸ Monitoring Developments for safe Repository operation and staged closure; 2009-2012, 7^{ème} PCRD, 12 pays, 17 partenaires, dont l'Andra, coordinateur.

- **NWD**¹⁹ - L'action a pour but de fournir aussi bien des données expérimentales que des résultats de calculs aidant à développer une compréhension globale du comportement à long terme des déchets à haute activité issus des cycles de combustible actuels et futurs.
- **PAMINA**²⁰ - Le but du projet est d'améliorer et d'harmoniser les méthodes et outils d'évaluation utilisés pour démontrer la sûreté des différents concepts de stockage HAVL et de combustibles usés. Cela, dans les différentes roches-hôtes considérées en Europe.
- **PEBS**²¹ - En développant une approche globale par des expériences, des modèles et des études d'impact sur les fonctions de sûreté à long terme, PEBS permettra d'évaluer les performances des barrières ouvragées. Les expériences et les modèles couvriront le spectre complet des conditions initiales (haute température, resaturation de la barrière) jusqu'à l'équilibre thermique et la resaturation de la roche hôte.
- **RECOZY**²² - L'objectif est la compréhension des phénomènes redox qui gouvernent la fixation et le relâchement de radionucléides lors du stockage souterrain de combustible usé. Le but est de proposer des outils pour l'évaluation des performances des différents modes de stockage et le dossier de sécurité.
- **SORPTION II**²³ - Ce projet de l'AEN a comme objectif de démontrer la possibilité d'utiliser diverses techniques de modélisation thermodynamique dans le cadre des évaluations de la sûreté des stockages de déchets radioactifs en formation géologique. Pour permettre l'évaluation des limites et des avantages respectifs de différents modèles de sorption thermodynamique, le projet a pris la forme d'un exercice de modélisation comparatif appliqué à une série de jeux de données sur la sorption des radionucléides par des matériaux.
- **THERESA**²⁴ - Le programme Theresa vise à développer une méthodologie d'évaluation des modèles mathématiques et des codes utilisés pour l'évaluation des performances d'un stockage. 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.
- **TIMODAZ**²⁵ - Le projet vise à étudier l'impact thermique sur la zone perturbée autour de l'argile "hôte" d'un entreposage de déchets radioactifs. A cette fin, trois argiles sont étudiées : l'argile de Boom du site de Mol, l'argile à opaline du Mont-Terri et l'argile du Callovo-Oxfordien de Bure.

3.1.2. Impact environnemental du stockage

L'étude de l'impact environnemental du stockage est essentielle à l'évaluation du risque potentiel pour les générations futures. Elle est nécessairement basée sur une modélisation poussée à partir de données aussi précises que possible sur la migration des radionucléides à travers les différentes barrières artificielles et naturelles.

¹⁹ Nuclear Waste Disposal action, Euratom CCR, 11 pays, 21 partenaires, dont le CNRS et le CEA.

²⁰ Performance assessment methodologies in application to guide the development of the safety case ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 10 pays, 25 partenaires dont l'Andra, le CEA, l'Université Claude Bernard Lyon 1 et l'IRSN.

²¹ Long-term Performance of the Engineered Barrier System; 2010-2014, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 17 partenaires dont l'Andra.

²² Redox phenomena controlling systems ; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 15 pays, 32 partenaires dont l'Andra, le CEA, le CNRS, le BRGM et l'Association pour la Recherche et le Développement des Méthodes et Processus Industriels d'Armines.

²³ Projet Sorption II ; 2000- ?, AEN, 11 pays, 20 partenaires dont l'Andra.

²⁴ Coupled thermal-hydrological-mechanical-chemical processes for application in repository safety assessment; 2007- 2009, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 16 partenaires dont l'IRSN.

²⁵ Thermal Impact on the Damaged Zone Around a Radioactive Waste Disposal in Clay Host Rocks; 2006-2010, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 15 partenaires, dont l'Université Joseph Fourier Grenoble 1, l'École Nationale des Ponts et Chaussées et ITASCA Consultants.

Une des difficultés majeures de l'étude est la pertinence de l'échelle de temps : certains radionucléides n'atteindront la surface terrestre qu'après des centaines de milliers d'années. Se posent donc non seulement des problèmes de crédibilité des modèles à long terme, mais aussi de pertinence pour l'espèce humaine actuelle et, sous-jacents, des problèmes d'éthique transgénérationnelle.

- **BIOPROTA**²⁶ - L'objectif de Bioprota, initié par l'Andra en 2002, est d'identifier des modèles de biosphère, de déterminer les protocoles d'acquisition de données de l'environnement de surface et d'analyser l'état des connaissances sur les processus et les paramètres spécifiques des transferts dans la biosphère de radionucléides prioritaires comme le chlore 36, le sélénium 79, le carbone 14, l'iode 129 etc.
- **EMRAS**²⁷ - Le programme Emras, initié dans le cadre de l'AIEA, est centré sur la modélisation en radioécologie. Le but est de réduire les incertitudes scientifiques, en particulier sur les conséquences du relâchement de radionucléides dans l'environnement.
- **Groupe de travail ERDO**²⁸ - Suite au succès des projets Sapierr, un groupe de travail multinational a été nommé par les organismes gouvernementaux participants, afin d'étudier la possibilité de créer une association qui pourrait, d'ici dix ou quinze ans, établir un ou plusieurs centres de stockage européens.
- **RADIOECOLOGY AND WASTE TASK GROUP**²⁹ - L'Andra et l'Union Internationale de Radioécologie ont lancé en 2002 un groupe de travail international afin de promouvoir la collaboration scientifique entre radioécologistes dans le domaine des déchets radioactifs.

3.1.3. Gouvernance et participation des parties prenantes

62

La participation du public aux processus décisionnels et l'accès à la justice en matière d'environnement sont devenus un droit. Cela implique non seulement une transparence quant aux choix et décisions à prendre, mais également un accès préalable aux connaissances et une volonté des autorités d'adopter de nouvelles règles de bonne gouvernance.

- **ARGONA**³⁰ - Argona examine les questions de transparence et de concertation et dans quelles mesures elles sont en rapport l'une avec l'autre. Il évalue également l'articulation au système politique qui, en dernier ressort, prendra les décisions, par exemple celle de l'enfouissement final des déchets nucléaires. Le projet examine enfin le rôle des médiateurs pour associer le public à la question des déchets nucléaires.
- **CIP**³¹ - Le programme CIP, suite de Cowam-2, a pour principal objectif de contribuer à la bonne gouvernance en matière de gestion des déchets radioactifs en Europe. Pour chaque pays (France, Roumanie, Slovaquie, Espagne et Royaume-Uni) un groupe national traite les processus suivant lesquels les groupes d'intérêt sont associés aux prises de décisions en matière de gestion des déchets radioactifs.

²⁶ Key Issues in Biosphere Aspects of Assessment of the Long-term Impact of Contaminant Releases Associated with Radioactive Waste Management ; 2002-?, 15 pays, 18 partenaires, dont l'Andra et EDF.

²⁷ Environmental Modelling for Radiation Safety; 2003-2011, AIEA, 30 pays, 100 participants.

²⁸ European Repository Development Organisation, avec des représentants de l'Autriche, la Bulgarie, la République Tchèque, le Danemark, l'Estonie, l'Irlande, l'Italie, la Lettonie, les Pays-Bas, la Pologne, la Roumanie, la Slovaquie et la Slovaquie.

²⁹ <http://www.iur-uir.org/en/task-groups/id-5-radioecology-and-waste>.

³⁰ Arenas for Risk Governance, 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 14 partenaires.

³¹ COWAM In Practice; 2007-2009, 6^{ème} PCRD, 6 pays, 11 partenaires, dont l'IRSN ; le Syndicat de l'Enseignement de la productique, de la Mécanique et des Matériaux; le centre d'Étude sur l'Évaluation de la Protection dans le Domaine nucléaire, l'Institut Symlog et Mutadis Consultants.

- **OBRA**³² - Le programme Obra 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 sur la gestion des déchets et combustibles usés, tant sur les aspects scientifiques que sur ceux des sciences sociales.
- **SAPIERR II**³³ - Dans la période 2003 à 2005, le projet Sapierr a été consacré à des études-pilote sur la faisabilité et les modalités régionales partagées d'installation de stockage, à l'usage des pays européens. L'objectif de la 2^{ème} phase du programme, Sapierr II, est de développer des stratégies de mise en œuvre éventuelle ainsi que des structures organisationnelles.

1.6. NOUVELLES FILIÈRES POUR LA SÉPARATION-TRANSMUTATION

Les stratégies de transmutation reposent principalement sur les neutrons rapides, soit dans des systèmes critiques, soit dans des systèmes sous-critiques (ADS). L'initiative Génération IV et la plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable (SNE-TP) visent le développement de nouveaux types de réacteurs parmi lesquels les réacteurs à neutrons rapides recyclant un maximum de déchets (4^{ème} génération). Ces nouveaux types de réacteurs nécessiteront le développement de nouveaux matériaux et des combustibles innovants incorporant des radionucléides issus de nouvelles techniques de séparation. Les réacteurs à eau pressurisée (REP et EPR) ne conviennent pas pour la transmutation des actinides qui sont donc actuellement considérés comme des déchets.

1.6.1. E&R sur la séparation – transmutation

- **ACSEPT**³⁴ - Le projet Acsept a succédé à Europart et Pyropep. Son objectif est de sélectionner et d'optimiser les procédés de séparation-recyclage des actinides, compatibles avec les options avancées de cycles du combustible. La faisabilité scientifique 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, doit y être démontrée.
- **ACTINET-I3**³⁵ - L'objectif du projet est de permettre à la communauté scientifique européenne de mettre en réseaux des infrastructures de recherche concernant les actinides.
- **ANFC**³⁶ - Des cycles de combustible alternatifs basés sur la S&T seront étudiés et évalués. Des méthodes pour la récupération de radionucléides de longue période, l'optimisation de technologies pour la fabrication de combustibles innovants, et la caractérisation des propriétés du combustible avant et après irradiation y seront étudiées.
- **CDT**³⁷ - Le projet représente une suite des activités d'Eurotrans DM1. CDT vise à obtenir un design d'engineering avancé pour Myrrha par une équipe intégrée européenne d'experts et d'ingénieurs. CDT doit permettre de donner les spécifications nécessaires aux fournisseurs de composants ainsi qu'aux bureaux d'études pour la construction de l'infrastructure. L'équipe de design de CDT étudiera également l'installation en mode critique.

³² European observatory for long-term governance on radioactive waste management ; 2006-2008, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 10 partenaires.

³³ Strategy action plan for implementation of European regional repository - stage 2 ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 8 pays et 8 partenaires.

³⁴ Actinide recycling by separation and transmutation; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 12 pays, 34 partenaires dont le CEA, EDF, la Compagnie Générale des Matières Nucléaires, Alcan Centre de Recherche de Voreppe, l'Université Louis Pasteur, le CNRS, et l'Université Pierre et Marie Curie.

³⁵ Actinet Integrated Infrastructure Initiative, 7^{ème} PCRD, 5 pays, 7 partenaires dont le CNRS, LGI et le CEA.

³⁶ Alternative Nuclear Fuel Cycles; 2010-..., 7^{ème} PCRD, 6 pays, 14 partenaires dont le CEA.

³⁷ Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility ; 2009-2011, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 19 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

- **CP-ESFR**³⁸ - Le projet permettra d'étudier des questions clés liées au développement du RNR-sodium européen ESFR. L'objectif est notamment d'optimiser les niveaux de sûreté et des risques financiers. Des études d'optimisation seront réalisées sur des cœurs avec un combustible oxyde ou carbure. La fabrication et la détermination des propriétés physiques du combustible chargé en actinides mineurs seront étudiées.
- **EISOFAR**³⁹ - Cette action est destinée à définir les objectifs de recherche spécifiques concernant les réacteurs rapides refroidis au sodium. Elle s'inscrit dans la perspective de SNE-TP et de GenIV.
- **ELSY**⁴⁰ - Le projet ELSY du 6^{ème} PCRD envisage la conception d'un réacteur refroidi au plomb d'une puissance de 600 MWe. Des simplifications de design sont recherchées en se basant sur les caractéristiques du caloporteur plomb. Ces simplifications ouvriront la voie à un réacteur rapide qui pourrait être économiquement compétitif du point de vue des coûts d'investissement et des coûts d'exploitation, dans un marché d'électricité libre.
- **EUFRAT**⁴¹ - L'unité de physique neutronique du CCR-IRMM est équipée d'une infrastructure unique pour la mesure très précise de sections efficaces couvrant un large spectre d'énergie. Le projet poursuit le travail effectué dans le projet NUDAME.
- **EUROTRANS**⁴² - Les E&R sur les ADS sont actuellement conduites dans le cadre européen du programme Eurotrans. Ce programme intégré étudie le design, le coût et les aspects de sûreté d'un système ADS, la fiabilité de l'accélérateur, le couplage des différents éléments, les matériaux et les technologies du réfrigérant, les combustibles et cibles, et les données nucléaires de base. Il comprend également un volet enseignement et formation.
- **FAIRFUELS**⁴³ - Le projet vise une optimisation de la gestion de la matière fissile (combustibles et cibles), afin de réduire le volume et le danger potentiel des déchets HAVL. Fairfuels se concentre sur les actinides mineurs. Du combustible dédié sera produit et un programme d'irradiation assez complet sera effectué afin d'étudier les capacités de transmutation. En parallèle, le programme comprend des examens post-irradiation sur certains anciens combustibles afin de développer des modèles. Un programme de formation est également prévu.
- **F-BRIDGE**⁴⁴ - La méthode empirique, employée jusqu'à présent pour le développement et la qualification de combustible conventionnel, ne convient pas pour le développement et la qualification de combustible pour les réacteurs de 4^{ème} génération. Le projet a comme but de construire un pont entre, d'une part la recherche fondamentale sur le combustible de type "céramique" et les matériaux de gainage, et d'autre part les technologies pour les combustibles des réacteurs du futur.
- **GACID**⁴⁵ - Le programme expérimental, établi grâce à une collaboration entre le CEA, le DOE (États-Unis) et le JAEA (Japon), prévoit la fabrication d'un assemblage combustible chargé en actinides mineurs, à partir de Mox retraité, et son irradiation dans un RNR-Na. Il sera réalisé sur le long terme avec des irradiations prévues entre 2015 et 2025, car il nécessite la construction d'un atelier pilote pour la fabrication de l'assemblage et un retour d'exploitation suffisant de Monju.

³⁸ Collaborative project on European sodium fast reactor; 2009-2012, 7^{ème} PCRD, 10 pays, 25 partenaires dont le CEA, Areva NP, IRSN et EDF.

³⁹ Sodium cooled Fast Reactor ; 2007-2008, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 13 partenaires dont le CEA, Areva et EDF.

⁴⁰ European Lead-cooled System ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 15 pays, 20 partenaires dont le CNRS et EDF.

⁴¹ European facility for innovative reactor and transmutation neutron data; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, CE-CCR.

⁴² European research Programme for the transmutation of high level nuclear waste in an accelerator driven system; 2005-2010, 6^{ème} PCRD, 14 pays, 29 partenaires dont le CNRS, le CEA, Areva, Advanced Accelerator Applications et le Réseau Européen pour l'Enseignement du Nucléaire ENEN.

⁴³ Fabrication, irradiation and reprocessing of fuels and targets for transmutation; 2009-2013, 7^{ème} PCRD, 6 pays, 10 partenaires dont le CEA et Lagrange-LCI.

⁴⁴ Basic research for innovative fuels design for GEN IV systems ; 2008-2012, 7^{ème} PCRD, 8 pays, 18 partenaires dont le CEA, le CNRS, Areva, Materials design, Nathalie Dupin et Lagrange-LCI Consulting.

⁴⁵ Global Actinide Cycle International Demonstration; DOE, JAEA, CEA.

- **GETMAT**⁴⁶ - Le but de ce projet de collaboration est d'intégrer les activités d'étude et de développement des laboratoires européens experts en recherche sur les matériaux pour les réacteurs et systèmes de transmutation du futur, dont les réacteurs de 4^{ème} génération et ceux dédiés à la fusion.
- **GIF/GEN-IV**⁴⁷ - 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 sont explorées en Europe afin de permettre 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), première voie technologique basée sur l'expérience européenne ; 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.
- **GUINEVERE**⁴⁸ - En mars 2010, le réacteur "Guinevere" a été inauguré au SCK•CEN (Mol). Guinevere est un réacteur rapide de recherche piloté par accélérateur (ADS) de très faible puissance, quelques centaines de Watts seulement, et précurseur de Myrrha. Le réacteur est le fruit d'une collaboration soutenue entre le SCK•CEN, le CEA et le CNRS, dans le cadre du projet Eurotrnas (PC-7) : l'accélérateur Génépi-C a été construit par le CNRS à Grenoble, le combustible étant livré par le CEA.
- **JHR-CP**⁴⁹ - Le réacteur Jules Horowitz (RJH) est un réacteur de recherche de 100 MWth, actuellement en construction à Cadarache. Il est destiné à offrir, durant une grande partie du XXI^{ème} siècle, une capacité d'irradiation expérimentale de haute performance pour étudier le comportement des matériaux et combustibles sous irradiation, en réponse aux besoins, industriels et publics, pour les 2^{ème}, 3^{ème} et 4^{ème} générations de réacteurs de puissance (réacteurs à eau pressurisée, à eau bouillante, à gaz, à sodium...), et les technologies associées.

JHR-CP organise les réseaux internationaux qui collaborent au RJH, prépare les besoins en dispositifs d'irradiation nécessaires pour ces programmes et définit les formations utiles aux futurs opérateurs de ces dispositifs.

- **LEADER**⁵⁰ - Le projet est la suite du projet ELSY. Ce projet vise l'optimisation des choix technologiques de conception d'un réacteur prototype refroidi au plomb d'une puissance de 600 MWe et le design d'un démonstrateur LFR.
- **LWR-DEPUTY**⁵¹ - Le projet étudie la façon dont les réacteurs à eau pressurisée (REP) actuels pourraient générer moins de déchets en brûlant du combustible à base de matrices inertes. Il s'intègre dans la série de projets qui étudient l'élimination du plutonium dans les réacteurs par la voie de nouveaux types de combustible.
- **MYRRHA**⁵² - Myrrha sera un ADS sous-critique de 100 MW à spectre de neutrons rapides, refroidi au plomb-bismuth qui démontrera la faisabilité du couplage accélérateur - source de spallation - réacteur sous-critique dans une installation préindustrielle. Le réacteur est conçu pour fonctionner également en mode critique. Comme outil d'irradiation flexible à spectre rapide, il offrira aux communautés de réacteur rapides (SFR, LFR, GFR) une machine pour les tests de matériaux et combustibles indispensables pour leur développement.

⁴⁶ Gen IV and transmutation materials; 2008-2013, 7^{ème} PCRD, 11 pays, 24 partenaires dont le CEA, le CNRS et EDF.

⁴⁷ Generation IV International Forum ; 2001- ?, Euratom + 12 pays dont la France.

⁴⁸ Guinevere: Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the lead Venus Reactor; 2006-..., collaboration avec le CEA et le CNRS.

⁴⁹ Jules Horowitz reactor collaborative project: contribution to the design and construction of new research infrastructure of pan-European interest, the JHR material testing reactor; 2009, 7^{ème} PCRD, 5 pays et 6 partenaires dont le CEA, maître d'oeuvre.

⁵⁰ Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor; 2010-2012 ; 7^{ème} PCRD, 12 pays et 17 partenaires dont le CEA.

⁵¹ Light Water Reactor fuels for Deep Burning of Pu in Thermal Systems.

⁵² Multipurpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications; 1998-?, collaboration avec les partenaires d'Eurotrans dont le CNRS, le CEA, Areva, Advanced Accelerator Applications et ENEN.

Parmi les applications prévues on peut citer :

- ❖ l'étude et le développement de la technologie pour la transmutation des actinides mineurs ;
- ❖ le développement de matériaux et les tests de composants pour des réacteurs de fission et de fusion avancés par l'irradiation à neutrons rapides ;
- ❖ la mise à disposition de la communauté internationale de chercheurs d'un accélérateur de particules de haute énergie et haute puissance ;
- ❖ la formation de jeunes scientifiques et techniciens.

Suite à une étude du projet Myrrha par l'AEN, le gouvernement belge a décidé de soutenir ce projet du SCK•CEN. Une première phase sera consacrée aux études de sûreté, au design avancé permettant l'élaboration des appels d'offres, et au montage du consortium international.

- **NURISP**⁵³ - Le projet s'inscrit dans la suite du projet Nuresim du 6^{ème} PCRD. Son objectif est d'intégrer l'état de l'art numérique et physique en une plateforme logicielle européenne de simulation dans le domaine des réacteurs nucléaires.
- **PATEROS**⁵⁴ - Cette action concertée vise à élaborer une vision européenne pour la mise en place, à échelle réduite, de toutes les étapes et composants nécessaires à la technologie de séparation-transmutation.
- **PUMA**⁵⁵ - Le projet fournira les éléments clés pour la transmutation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs futurs refroidis au gaz.
- **SANF**⁵⁶ - Le projet étudie les aspects de la sûreté du combustible pour les réacteurs à neutrons rapides (GFR, SFR, LFR) et à très haute température (VHTR) développés dans le cadre de Gen-IV. Le but est d'établir des limites de sûreté pour la fabrication et le comportement de ces combustibles sous la contrainte de taux de combustion élevés, de très fortes doses et de très hautes températures. Le projet rassemble les Etats-Unis, le Japon, la Corée, l'Union européenne ainsi que l'OCDE et l'AIEA.
- **SNE-TP**⁵⁷ - La plate-forme technologique européenne sur l'énergie nucléaire durable propose une vision du développement des technologies de l'énergie de fission nucléaire à court, moyen et long termes. Elle propose le développement et la mise en place de technologies nucléaires potentiellement durables, y compris la gestion de toutes les sortes de déchets. La plateforme propose aussi d'étendre l'utilisation de l'énergie nucléaire au-delà de la production d'électricité, notamment la production d'hydrogène, la génération de chaleur et la désalinisation de l'eau de mer. La plateforme a préparé une initiative industrielle européenne, "European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII) chiffrée entre 6 et 10 G€, comprenant les deux projets Astrid et Myrrha.
- **THINS**⁵⁸ - Le projet proposera le design et des expériences thermo-hydrauliques en support de différents systèmes innovants à base de métaux liquides.
- **VELLA**⁵⁹ - L'initiative tend à créer un laboratoire européen virtuel pour l'étude de technologies aux métaux lourds dont principalement le plomb et ses alliages.

⁵³ Nuclear reactor integrated simulation project, 2009-2012, 7^{ème} PCRD, 14 pays, 22 organismes dont EDF, IRSN et le CEA.

⁵⁴ Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy; 2006-2008, 6^{ème} PCRD, 11 pays, 17 partenaires dont le CEA, le CNRS et Areva.

⁵⁵ Plutonium and Minor Actinides Management by Gas-Cooled Reactors; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 16 partenaires dont Areva, EDF et Lagrange.

⁵⁶ Safety of Advanced Nuclear Fuels; action concertée, 14 pays, 33 partenaires dont le CEA et Areva.

⁵⁷ The European Technology Platform on Sustainable Nuclear Energy; 2007- ?, ≥19 pays, > 60 membres dont le CEA, l'IRSN, le CNRS, Areva, EDF et GDF-SUEZ.

⁵⁸ Thermal-Hydraulic research for Innovative Nuclear Systems; 2010-2014, 7^{ème} PCRD, 11 pays, 24 partenaires dont le CEA et l'IRSN.

⁵⁹ Virtual European Lead Laboratory ; 2006-2009, 6^{ème} PCRD, 9 pays, 13 partenaires dont le CNRS et le CEA.

1.6.2. Sources d'irradiation à spectre rapide

Le nombre de réacteurs offrant une possibilité d'irradiation avec des neutrons à spectre rapide est extrêmement limité au niveau mondial. Cela compromet fortement les projets de développement de nouvelles filières et d'expériences de transmutation.

▪ Belgique

Le réacteur de recherche BR2 (1963-2026 ?), 50-70 MWt, permet d'irradier un faible volume (diamètre 1,5 à 3 cm) à haut flux en spectre rapide.

▪ Chine

Le réacteur de recherche CEFR de 65 MWt est en construction, avec une mise en service prévue en 2010.

▪ Inde

Depuis 1985, l'Inde dispose d'un réacteur rapide de 40 MWt, le FBTR. Il n'est pas actuellement envisagé d'utiliser ce réacteur pour des expériences d'irradiation.

▪ Japon

Le réacteur Joyo (1977-2006 ?) est actuellement à l'arrêt. La remise en service du réacteur dépend de réparations à effectuer suite à un incident en 2007. Le redémarrage de Monju a eu lieu en mai 2010.

▪ Russie

Le Bor-60 (1969-2011, voire 2015) de 60 MWt est un réacteur de recherche. Le BN-600 (1980-?) est un réacteur de production électrique.

1.7. BASES DE DONNÉES NUCLÉAIRES

Les nouveaux concepts de réacteurs et les études de sûreté associées nécessiteront des méthodes de modélisation sur la base de données nucléaires aujourd'hui moins bien connues que celles qui sont disponibles pour les réacteurs de la génération actuelle (2^{ème} et 3^{ème} générations).

- **CANDIDE**⁶⁰ - Dans le cadre de cette action, un réseau coordonne les efforts de mesure des données nucléaires nécessaires pour minimiser les flux de déchets *via* la transmutation dans des réacteurs rapides ou des ADS.
- **EFNUDAT**⁶¹ - Le projet a pour but de créer un réseau européen des infrastructures de recherche capables, si nécessaire, de générer les données nécessaires à l'étude de réacteurs, critiques ou sous-critiques à base de sources de spallation. Les aspects d'enseignement et de formation seront développés en collaboration avec les universités, les centres de recherche et l'industrie.

⁶⁰ Coordination action on nuclear data for industrial development in Europe ; 2007-2008, 6^{ème} PRCD, 11 pays, 14 partenaires dont Areva, EDF et le CEA.

⁶¹ European Facilities for Nuclear Data Measurements ; 2006-2010, 6^{ème} PCRD, 7 pays, 10 partenaires dont le CNRS et le CEA.

- **FAR**⁶² - Cette action mettra à disposition les connaissances de base ainsi qu'appliquées dans le domaine des matériaux et combustibles nucléaires, et sera un centre de référence des activités des Centres communs de recherche dans ces domaines.
- **ND-MINWASTE**⁶³ - Le projet vise à générer des résultats expérimentaux destinés à l'évaluation de la sûreté de réacteurs actuels et futurs, de combustible usé, et de la gestion de déchets radioactifs.
- **TDB**⁶⁴ - Le projet de base de données thermodynamiques sur les espèces chimiques (TDB), initié par l'AEN, a pour objet de répondre aux besoins de modélisation spécifiques aux évaluations de sûreté des sites de stockage des déchets radioactifs.

1.8. ASPECTS ÉCONOMIQUES ET GÉOPOLITIQUES

Les mécanismes de financement de la gestion des déchets radioactifs de haute activité, des combustibles usés et des démantèlements d'installations nucléaires se mettent progressivement en place. En Suède, en Finlande et au Royaume-Uni, les électriciens constituent des provisions qui servent à alimenter des fonds gérés par l'État. La Belgique, le Canada et l'Espagne sont aussi dans ce cas. La Suisse a adopté un dispositif équivalent, mais constitue deux fonds différents : l'un pour la gestion des déchets HA et des combustibles usés, l'autre pour le démantèlement des installations.

- **ARCAS**⁶⁵ - Une étude technico-économique de la performance des systèmes critiques et sous-critiques comme machines dédiées à la transmutation de déchets radioactifs sera effectuée dans une approche à double strate.
- **SECURE**⁶⁶ - Permet d'étudier la sécurité d'approvisionnement, le contexte géopolitique, la structure des coûts et des marchés de l'énergie, en Europe et dans le monde. L'énergie nucléaire est une des formes d'énergie considérées.

68

1.9. ENSEIGNEMENT, FORMATION ET GESTION DES CONNAISSANCES

Un des éléments critiques du développement de l'énergie nucléaire est le manque potentiel de ressources humaines, de laboratoires disponibles et d'institutions compétentes pour l'enseignement et la formation nucléaires. Un autre est la gestion des connaissances. La situation est contrastée selon les pays, mais dans tous les pays où renaît l'intérêt pour le nucléaire, on assiste à un effort réel de mise en place d'enseignements et de formations. En Europe, le programme ENEN, décliné en Petrus II et ENEN II, se préoccupe de ces aspects. En plus, chaque 'grand' projet soutenu par la Commission européenne a un volet enseignement et formation.

- **ENEN II**⁶⁷ - A pour but de consolider les résultats obtenus par l'Association ENEN⁶⁸ et les partenaires des projets ENEN I (5^{ème} PCRD) et Neptuno (6^{ème} PCRD), puis d'élargir les activités d'enseignement et de formation à la radioprotection, la radiochimie, la radioécologie et la gestion des déchets radioactifs.

⁶² Fundamental and Applied Actinide Research; action CCR, 12 pays, 26 partenaires.

⁶³ Nuclear data for radioactive waste management and safety of new reactor developments; 8 pays, 15 partenaires, dont le CNRS, CEA et l'Université Louis Pasteur.

⁶⁴ Thermochemical Database project; AEN.

⁶⁵ ADS and fast reactor comparison study in support of SRA of SNETP; 2010-2012, 7^{ème} PCRD, 8 pays et 14 partenaires, dont le CNRS, le CEA et AREVA.

⁶⁶ Security of energy considering its uncertainty, risk and economic implications; 2008-2010, 7^{ème} PCRD, 10 pays, 14 partenaires dont l'Observatoire Méditerranéen de l'Energie et le CNRS.

⁶⁷ European nuclear education, training and knowledge management; 2006-2008, 11 pays, 40 partenaires dont le CEA, l'Andra, IRSN et l'Ecole Polytechnique.

⁶⁸ European Nuclear Education Network Association, <http://www.enen-assoc.org/>.

- **HeLiMnet**⁶⁹ - Le but du projet, qui est la suite du projet Vella, est de permettre l'échange de chercheurs entre laboratoires qui ont une infrastructure pour l'étude de métaux lourds liquides comme le sodium ou le plomb.
- **PETRUS II**⁷⁰ - Le projet tend à permettre aux professionnels européens, actifs dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs et quelle que soit leur formation initiale, de suivre une formation sur le stockage géologique qui serait largement reconnue en Europe.
- **KTE**⁷¹ - Maintenir et approfondir les connaissances en recherche nucléaire sont les buts du projet. Des formations à haut niveau pour jeunes étudiants et chercheurs seront offertes par le biais de stages dans des laboratoires participant au projet et par des séminaires.

⁶⁹ Heavy Liquid Metal network; 2010-..., 7^{ème} PCRD, 9 pays et 13 partenaires dont le CEA.

⁷⁰ Towards an European training market and professional qualification in Geological Disposal; 2009-2012, 7^{ème} PCRD, 10 pays, 14 partenaires dont le Réseau européen pour l'enseignement des sciences nucléaires, l'Andra et l'Institut National. Polytechnique de Lorraine.

⁷¹ Knowledge Management, Training and Education; 2007-..., 7^{ème} PCRD, CCR Karlsruhe.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Président : **Bernard TISSOT**

Vice-Présidents : **Jean-Claude DUPLESSY et Robert GUILLAUMONT**

Secrétaire général : **Maurice LAURENT**

Conseiller scientifique : **Claire KERBOUL**

Secrétariat administratif : **Chantal JOUVANCE et Florence LEDOUX**