



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° 9

JUIN 2015

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° 9

JUIN 2015

TABLE DES MATIÈRES

HUBERT DOUBRE (1941 – 2014).....	5
RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS.....	7
INTRODUCTION.....	11
CHAPITRE 1 - CIGEO	13
1.1 LE CALENDRIER DU PROJET CIGÉO	13
1.2 CONCEPTION DE CIGÉO, SOLUTION DE RÉFÉRENCE.....	14
1.3 LE DIMENSIONNEMENT DES QUARTIERS HA ET LE MODÈLE THERMO-HYDRO-MÉCANIQUE	16
1.4 LES OPPORTUNITÉS POUR UNE ÉVOLUTION DE LA CONFIGURATION	17
1.5 LE PROGRAMME SCIENTIFIQUE D'ACCOMPAGNEMENT DE CIGÉO	18
1.6 LES DÉCHETS MAVL.....	20
1.6.1 <i>Les déchets enrobés bitumes</i>	20
1.6.2 <i>Les déchets pyrophoriques, salins et organiques</i>	22
1.6.3 <i>Co-stockage des MAVL</i>	23
1.7 CRITÈRES D'ACCEPTATION DANS CIGEO	24
1.8 COÛTS DE CIGÉO	25
1.8.1 <i>Le contexte</i>	25
1.8.2 <i>Estimation du coût</i>	26
1.8.3 <i>Questions ouvertes : opportunités</i>	27
1.8.4 <i>Suggestions pour le financement</i>	28
1.9 RÉFLEXIONS DE LA COMMISSION.....	29
CHAPITRE 2 - FAVL	33
2.1 SITE FAVL ÉTUDIÉ	33
2.2 ÉVOLUTION GÉOLOGIQUE DU SITE FAVL	34
2.3 CARACTÉRISATION DES DÉCHETS FAVL.....	34
2.4 CONCLUSION	34
CHAPITRE 3 - DÉCHETS DE L'AMONT DU CYCLE : LE CAS DE MALVÉSI	37
3.1 GÉOLOGIE DU SITE DE MALVÉSI.....	37
3.2 GESTION DES DÉCHETS DE MALVÉSI	38
3.2.1 <i>Déchets et effluents du procédé de fabrication de UF₄</i>	38
3.2.2 <i>Gestion des effluents par lagunage et des déchets solides par entreposage sur le site</i>	38
3.2.3 <i>Classification des déchets solides, inventaires historiques et prospectifs</i>	38
3.2.4 <i>Gestion à court terme – INB Ecrin</i>	39
3.2.5 <i>Gestion à moyen terme</i>	39
3.2.6 <i>Gestion à long terme</i>	39
3.2.7 <i>Commentaires de la Commission</i>	40
CHAPITRE 4 - DÉMANTÈLEMENT.....	41
4.1 PANORAMA DES INSTALLATIONS CONCERNÉES.....	41
4.1.1 <i>Démantèlement des réacteurs : la première génération</i>	41
4.1.2 <i>La deuxième génération : les REP actuellement en fonctionnement</i>	42
4.1.3 <i>L'usine Georges Besse d'Eurodif</i>	42
4.2 LES FILIÈRES DE STOCKAGE DES DÉCHETS.....	43
4.2.1 <i>La filière des déchets de faible à moyenne activité à vie courte (FMAVC)</i>	43
4.2.2 <i>La filière des déchets de très faible activité (TFA)</i>	43
4.3 MAÎTRISER LE VOLUME DES DÉCHETS DE DÉMANTÈLEMENT – ENJEUX ET RISQUES.....	43

CHAPITRE 5 - SÉPARATION ET TRANSMUTATION	47
5.1 LE CONCEPT DE RÉFÉRENCE D'ASTRID ET LE CONTEXTE GÉNÉRAL DE SON DÉVELOPPEMENT	47
5.1.1 <i>Cadre institutionnel</i>	47
5.1.2 <i>Le réacteur Astrid : des innovations pour utiliser le plutonium</i>	47
5.1.3 <i>Partenariats industriels et collaborations</i>	48
5.1.4 <i>Le programme Astrid</i>	48
5.2 RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT.....	50
5.2.1 <i>Collaborations et contraintes</i>	50
5.3 LES MATÉRIAUX, LE COMBUSTIBLE D'ASTRID ET LE COMBUSTIBLE DE TRANSMUTATION.....	51
5.3.1 <i>Matériaux pour le réacteur</i>	51
5.3.2 <i>Combustible pour la transmutation</i>	52
5.4 CONCLUSION	53
CHAPITRE 6 - PANORAMA INTERNATIONAL	55
6.1 DEVELOPPEMENTS RÉCENTS	55
6.2 COÛTS D'UN STOCKAGE GÉOLOGIQUE	56
6.2.1 <i>L'association Edram</i>	56
6.2.2 <i>Suède</i>	58
6.2.3 <i>Belgique</i>	59
6.2.4 <i>Finlande</i>	60
6.2.5 <i>Allemagne</i>	61
6.2.6 <i>Espagne</i>	61
6.2.7 <i>Royaume-Uni</i>	61
6.2.8 <i>Etats Unis</i>	61
6.3 COMPARAISON DU COÛT DU CYCLE DU COMBUSTIBLE – PROJET ARCAS.....	61
6.4 DÉMANTÈLEMENT ET DÉCLASSEMENT OU LIBÉRATION.....	62
6.5 MISE À JOUR CONCERNANT L'INCIDENT DU WIPP.....	63
ANNEXE I COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION JUIN 2015	65
ANNEXE II ORGANISMES AUDITIONNÉS PAR LA COMMISSION.....	67
ANNEXE III LISTE DES PERSONNES AUDITIONNÉES PAR LA COMMISSION.....	69
ANNEXE IV VISITE PAR LA COMMISSION DU SITE DE MALVÉSI.....	71
ANNEXE V LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS À LA COMMISSION EN 2014-2015	77
ANNEXE VI CIGEO : DIMENSIONNEMENT DE LA ZONE HA	79
ANNEXE VII CIGEO : R&D SUR LES MATÉRIAUX	85
ANNEXE VIII SPÉCIFICATIONS D'ACCEPTATION DES COLIS PRIMAIRES DE DÉCHETS MAVL DANS CIGÉO.....	91
ANNEXE IX R&D SUR LE STOCKAGE DES DÉCHETS TFA, FAVL ET MAVL	95
ANNEXE X R&D SUR LES ADS (ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM).....	103
ANNEXE XI ASTRID : INGÉNIERIE	105
ANNEXE XII ASTRID : R&D SUR LES MATÉRIAUX.....	109

HUBERT DOUBRE (1941 – 2014)



Hubert Doubre a été nommé membre de la CNE2 en avril 2007. Il est décédé le 2 juillet 2014 emporté par la rapide et fatale évolution d'une lésion maligne en cours de traitement depuis quelques années. Hubert Doubre, élève de l'Ecole normale supérieure de Saint Cloud, agrégé de sciences physiques, docteur d'état en physique nucléaire, professeur des universités, a poursuivi une brillante carrière de chercheur et d'enseignant. Il a occupé successivement plusieurs postes de direction scientifique, d'abord au Ganil à Caen puis au CSNSM à Orsay tout en participant activement à de nombreux conseils et expertises. Il était reconnu par tous ses collègues comme un chercheur de haut niveau et un excellent pédagogue. Sa spécialité était la physique subatomique expérimentale et théorique, allant de la synthèse des noyaux à leur organisation. Hubert Doubre s'est largement investi dans les problèmes pluridisciplinaires de l'aval du cycle de l'énergie électronucléaire en dirigeant le programme PACEN du CNRS et en participant au comité d'éthique de cet organisme. Il était attentif à la place du scientifique dans la société et passionné d'histoire des sciences. Au sein de notre Commission, Hubert Doubre a porté un regard scientifique droit et éclairé sur les recherches qu'elle avait mission d'évaluer et sur les avis qu'elle a rendus. Tous les membres de la Commission gardent de lui le souvenir d'un collègue de conviction, d'une grande compétence, soucieux d'analyser au fond les problèmes et les solutions envisagées pour assurer le devenir des déchets nucléaires dans les conditions les plus sûres.

RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS

Selon les dispositions de la loi de 2006, la gestion à long terme des déchets de haute et moyenne activité comporte deux volets conjoints, la séparation-transmutation des actinides présents dans le combustible usé des éventuels futurs réacteurs nucléaires et le stockage géologique des déchets de haute et moyenne activité à vie longue (HAVL, MAVL) du parc actuel dans le respect du principe de réversibilité. De plus les installations de l'amont et de l'aval du cycle du combustible nucléaire et le démantèlement des installations déclassées produisent notamment des déchets de faible activité à vie longue (FAVL), de très faible activité (TFA) et à radioactivité naturelle renforcée. Ces déchets posent des problèmes de gestion différents en raison des très grandes quantités produites. Les déchets de faible et moyenne activité à vie courte sont stockés dans le centre de stockage de l'Aube (CSA).

STOCKAGE GÉOLOGIQUE CIGÉO

Le projet Cigéo a pour objectif la conception et la construction d'un stockage géologique des déchets radioactifs HAVL et MAVL inscrits au programme industriel de gestion des déchets (PIGD) qui couvre l'ensemble des déchets du parc actuel. Ce stockage doit être réalisé à 500 m de profondeur dans la couche d'argilite du Callovo-oxfordien (Cox), épaisse d'environ 130 m, à l'emplacement du site de Meuse-Haute Marne (Zira).

La Commission prend note que le dossier de demande d'autorisation de création (DAC) de Cigéo ne sera pas déposé en 2015, comme l'exigeait pourtant la loi de 2006. La nouvelle échéance pour le dépôt de la DAC est fixée à 2017. La Commission souhaite que ce calendrier toujours très serré soit respecté pour clarifier la gestion des déchets HAVL et MAVL.

7

Lors de la démarche d'optimisation du dépôt des colis exothermiques dans les alvéoles HAVL, les études sur le comportement thermo-hydro-mécanique (THM) du Cox ont conduit l'Andra à modifier de manière notable la configuration de la zone HAVL et son implantation au sein de la Zira. Des études et recherches sont encore nécessaires pour affiner le comportement THM du stockage, mieux définir l'extension des zones où le critère d'absence de fracturation thermique du Cox risque d'être violé et apprécier les conséquences d'une telle violation sur la sûreté. L'Andra devra retenir dans la DAC un dessin d'architecture de la zone HAVL suffisamment prudent pour permettre le stockage de tous les déchets HAVL du PIGD dans le respect des règles de sûreté. Une meilleure utilisation de l'espace souterrain pourra éventuellement être proposée suite à une amélioration ultérieure des connaissances.

Les études de tenue des colis bitumes en stockage dans les conditions thermiques d'un important incendie démontrent la robustesse des colis de stockage ainsi que l'inertie chimique des enrobés bitumineux. Ces nouvelles données dissipent les craintes liées aux incendies d'origine externe au colis dans les installations de Cigéo. L'Andra devra poursuivre les études relatives à la stabilité chimique des enrobés bitumineux pendant la période d'exploitation du stockage.

L'Andra poursuit un dialogue avec les producteurs de déchets pour établir une première version de spécifications des colis primaires qui doivent être stockés. La Commission recommande que l'Andra puisse intervenir le plus en amont possible dans le processus de contrôle.

L'estimation du coût de Cigéo fait l'objet d'un certain nombre de divergences entre l'Andra et les producteurs qui souhaitent prendre immédiatement en compte des opportunités visant à réduire le coût du stockage. La Commission réaffirme sa préoccupation que les dépenses soient bien évaluées de manière prudente et que celles liées à la sûreté ne soient jamais sacrifiées sur l'autel des économies budgétaires.

LES DÉCHETS FAVL OU À RADIOACTIVITÉ NATURELLE RENFORCÉE

L'Andra a lancé des recherches exploratoires pour caractériser un éventuel site de stockage de déchets FAVL sur le territoire de la communauté de communes de Soulaines, dans l'Aube, où des séries argileuses pourraient permettre la création d'un stockage sous couverture remaniée (SCR). La Commission recommande de poursuivre les reconnaissances géologiques et d'étudier les impacts éventuels qu'un SCR FAVL aurait sur l'environnement. En particulier des scénarios d'évolution du stockage dans différentes conditions oxydo-réductrices du milieu devront être conduites pour prendre en compte un transfert éventuel des éléments dans le système aquifère. La Commission rappelle que le concept de SCR reste fragile pour le stockage des radionucléides à vie longue car il ne comporte pas a priori les garanties offertes par la couverture naturelle d'un stockage sous couverture intacte (SCI).

Areva étudie la possibilité de stocker in situ les déchets produits par l'usine Comurhex de Malvési, pour l'essentiel à radioactivité naturelle renforcée. La Commission recommande de poursuivre les travaux de caractérisation du site en précisant ses propriétés de confinement et de suivre l'évolution de la minéralogie des déchets historiques et leur comportement vis-à-vis de la lixiviation, comme cela est fait pour les résidus de traitement des minerais d'uranium stockés sur les sites miniers.

DÉMANTÈLEMENT DES RÉACTEURS

Le démantèlement des réacteurs s'inscrit dans un cadre réglementaire où chaque exploitant est responsable de toutes les opérations nécessaires conduisant au déclassement du site. Les programmes de déconstruction en cours concernent 9 réacteurs arrêtés entre 1973 (Chinon A1) et 1998 (Creys-Malville) et l'usine d'enrichissement de l'uranium (Georges Besse 1).

8

La Commission prend acte de la stratégie d'EDF qui vise, au-delà du démantèlement des réacteurs de première génération, à minimiser le volume des déchets de démantèlement des REP du parc nucléaire actuel. Les études pour identifier et optimiser la gestion des TFA issus des REP doivent être consolidées et intensifiées. Etant donné le grand volume de déchets à venir, leur inventaire prévisionnel le plus réaliste possible est un premier enjeu. Leur recyclage et leur valorisation doivent être envisagés. Compte tenu de la faible capacité actuelle de prise en charge des déchets TFA en comparaison des quantités à venir, la Commission demande l'élaboration d'un schéma industriel permettant de répondre aux besoins. Elle recommande de poursuivre la recherche de pistes d'optimisation et la R&D nécessaire pour évaluer les nuisances environnementales qui pourraient en découler, notamment celles inhérentes au transport des déchets.

SÉPARATION ET TRANSMUTATION

La loi de 2006 dispose que les recherches sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue doivent être conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires. Le CEA s'est vu confier le développement et la maîtrise d'ouvrage d'un démonstrateur technologique Astrid, réacteur à neutrons rapides (RNR) de quatrième génération, refroidi au sodium, utilisant comme combustible du plutonium et de l'uranium appauvri.

Astrid doit démontrer qu'un certain nombre d'innovations permettront d'atteindre un degré de sûreté supérieur à celle des réacteurs de Génération-III et intégrer le retour d'expérience de Fukushima. Le système de conversion de l'énergie sodium-gaz couplé à une turbine à gaz, qui évite tout contact sodium-eau constituerait un saut technologique en rupture totale avec le passé. La Commission recommande que la R&D sur les échangeurs sodium-gaz et sur le couplage d'Astrid à des turbines à gaz soit intensifiée.

Le CEA met progressivement en place un dispositif conséquent pour atteindre les objectifs du programme Astrid. L'avant-projet détaillé du réacteur enregistre des progrès continus. La R&D est poursuivie en France dans les installations du CEA ou dans le cadre de partenariats avec l'industrie et à l'étranger. La Commission recommande de renforcer les liens entre les partenaires dans la perspective d'une autorisation de construction du réacteur.

La mise en œuvre d'Astrid doit également permettre d'étudier la transmutation de l'américium et la consommation du Pu existant lorsque sera décidée la fin d'un parc de RNR. Le combustible chargé en américium à mettre en couverture sera une céramique d'oxyde mixte UAmO² préparée selon le procédé de métallurgie des poudres, comme l'oxyde UPuO². Les études portent sur l'optimisation de ce combustible. La Commission considère que le CEA doit poursuivre les études fondamentales sur les propriétés des oxydes U-Am et sur leur mise en forme pour fabriquer ultérieurement le combustible ; en effet, le comportement de ces oxydes mixtes est différent de celui des oxydes U-Pu. La possibilité de la transmutation de l'Am en dépend.

PANORAMA INTERNATIONAL

La France, la Finlande et la Suède sont les trois seuls pays où le processus d'obtention d'autorisation de création d'un stockage géologique profond de déchets HAVL fait l'objet de développements significatifs.

En Finlande, l'autorité de sûreté Stuk a émis un avis favorable au projet présenté par l'agence de gestion des déchets, Posiva, et une décision du gouvernement est attendue dans les prochains mois. En Suède, le processus d'autorisation est en cours et s'étendra sur plusieurs années pour obtenir l'avis des autorités concernées.

Le Royaume-Uni et l'Allemagne ont repris des recherches pour identifier un site adéquat pour implanter un stockage géologique. Aux Etats-Unis, suite à l'arrêt du projet Yucca Mountain, l'entreposage à sec du combustible usé constitue une solution d'attente.

L'association Edram (International Association for Environmentally Safe Disposal of Radioactive Materials) qui regroupe la plupart des organismes chargés du stockage de déchets radioactifs a publié en 2012 une méthodologie d'évaluation du coût d'un stockage géologique. Elle prend en compte l'ampleur du programme nucléaire du pays concerné, la profondeur du stockage, la nature et le temps de refroidissement des déchets, le type de conditionnement utilisé, la nécessité ou non de prévoir une récupérabilité dans la conception du stockage. Malgré la diversité des situations nationales, la plupart des estimations concluent que le coût d'un stockage géologique ne représente que quelques pourcents du coût de production de l'électricité.

Les méthodes de financement des stockages géologiques varient d'un pays à l'autre. Trois approches sont principalement utilisées : provisions inscrites au bilan des producteurs, versements à un fonds dédié interne, ou à un fonds dédié externe. Les modes de constitution des provisions ou d'alimentation des fonds sont divers. A titre d'exemple, en Suède, les redevances sont versées dans un fonds externe qui les place en titres publics. Le montant des redevances est mis à jour tous les trois ans après aval des autorités suite à la réactualisation des coûts. En Allemagne, les producteurs alimentent des fonds dédiés internes qu'ils peuvent utiliser pour leurs investissements.

Un domaine d'activité qui prend de plus en plus d'importance est le démantèlement d'installations nucléaires et l'assainissement des sites. Ces activités dépendent des critères et des conditions selon lesquels les sites sont considérés comme assainis et ouverts à des activités non-nucléaires. Elles dépendent aussi des règles selon lesquelles du matériel décontaminé peut être libéré ou déclassé et être considéré comme non-radioactif. Les réglementations et la pratique varient fortement d'un pays à l'autre en l'absence d'une harmonisation internationale.

Enfin, en mars 2015, le laboratoire national de Savannah River a rendu public le rapport sur l'incident survenu au WIPP. Sa conclusion est donnée au chapitre 6. Cet incident souligne l'aspect crucial de l'assurance qualité tout au long de la chaîne d'élaboration des colis de déchets.

INTRODUCTION

La période de septembre 2014 à mai 2015 est la 8^{ème} année de plein exercice de la Commission. L'évaluation des recherches qui ont été présentées à la Commission durant cette période fait l'objet du présent rapport (rapport N°9). Comme les années précédentes, une grande partie de ce rapport est consacrée à l'examen des déchets nucléaires, au suivi du projet de stockage Cigéo qui concerne les déchets inscrits au plan industriel de gestion des déchets (PIGD) et au suivi du programme Astrid, qui vise la construction d'un prototype de réacteur à neutrons rapides (RNR) de Génération-IV et l'étude de la transmutation de l'américium.

Le chapitre 1 est consacré à Cigéo. La Commission prend note que le dossier de demande d'autorisation de création (DAC) de Cigéo ne sera pas déposé en 2015, comme l'exigeait pourtant la loi du 28 juin 2006. Le retard est dû à la décision de l'Andra de prendre en compte les conclusions du débat public et à la nécessité de consolider le dossier de la DAC. Cigéo est un projet d'une ampleur encore inégalée faisant appel à de nombreuses technologies innovantes. La nouvelle échéance pour le dépôt de la DAC est fixée à 2017. La Commission souhaite vivement qu'elle soit respectée pour clarifier la gestion des déchets HAVL et MAVL. La Commission évalue dans ce chapitre les changements apportés au projet depuis l'an dernier et la R&D sur les colis de déchets MAVL. A ce sujet la Commission note avec satisfaction que plusieurs de ses observations et recommandations antérieures, notamment sur la tenue au feu des colis de déchets bitumés, ont donné lieu à des recherches approfondies, utiles pour l'analyse de la sûreté de Cigéo en exploitation.

Le stockage souterrain des déchets HAVL et MAVL ne constitue, cependant, qu'un des problèmes que pose la gestion des déchets de l'aval du cycle du combustible nucléaire. C'est pourquoi la Commission s'est intéressée dans les chapitre 2 et 3 à la gestion des déchets FAVL et à radioactivité naturelle renforcée, moins actifs mais présents en grandes quantités. Cette gestion nécessite la création de nouvelles infrastructures de stockage dont l'implantation devra être étudiée avec soin.

Le démantèlement des installations déclassées est aussi un problème majeur sur lequel les réflexions et les études n'en sont qu'à leur début. La Commission y consacre le chapitre 4. Certains membres de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST) ont demandé que soient recherchés, dès maintenant, les moyens de mettre en place une politique globale, cohérente et efficace dans ce domaine. La Commission suivra avec attention les études et recherches nécessaires menées par les acteurs de la loi.

Avant de noter les faits marquants du panorama international (chapitre 6), la Commission consacre le chapitre 5 au projet de démonstrateur industriel Astrid, réacteur de Génération-IV. Astrid se démarque sur de nombreux plans des RNR construits jusqu'ici en France et à l'étranger. Les innovations doivent être menées à bien car elles sont le gage d'une sûreté accrue par rapport aux réacteurs de génération III. La Commission a pris acte de l'annonce par les pouvoirs publics, de leur volonté de poursuivre les recherches sur les RNR aptes à multirecycler le plutonium, à mieux utiliser les ressources en uranium et actuellement les seuls potentiellement capables de transmuter certains actinides mineurs contenus dans les déchets à vie longue.

* * *

Depuis la publication de son précédent rapport en juin 2014, la Commission a présenté son rapport N°8 à l'OPECST et aux départements ministériels concernés. Une délégation de la Commission s'est rendue à Tréveray le 5 février pour y présenter son rapport aux membres du Clis du laboratoire de Bure.

La Commission (cf. annexe I) a suivi la même méthode de travail que les années précédentes. Elle a procédé à 8 auditions d'un jour (cf. annexe II), et 6 autres restreintes d'une demi-journée, chacune à Paris, ainsi qu'à un certain nombre de réunions complémentaires avec les acteurs de la loi. Les membres de la Commission, tous bénévoles, ont entendu 83 personnes de l'Andra et du

CEA, mais également des institutions universitaires et organismes industriels, français et étrangers (cf. annexe III). A ces auditions, qui rassemblaient en moyenne une soixantaine de personnes, notamment 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 journée à la visite des installations Lagunes et COMURHEX II du site de Malvézi d'Areva (cf. annexe IV).

Pour préparer ce rapport, la Commission a tenu un pré-séminaire de 2 jours, à l'occasion de sa visite des sites d'Areva au Creusot et à Saint-Marcel près de Chalon-sur-Saône. Elle a tenu de nombreuses 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 liste des documents qu'elle a reçus des organismes auditionnés est donnée en annexe V.

* * *

Chapitre 1

CIGEO

Le projet Cigéo, en application de la loi de juin 2006, a pour objectif la conception et la construction d'un stockage géologique des déchets radioactifs HAVL et MAVL inscrits au Programme industriel de gestion des déchets (PIGD). Le stockage doit être réalisé à 500 m de profondeur dans la couche d'argilite du Callovo-oxfordien (Cox), épaisse d'environ 130 m, présente dans la Zone d'intérêt pour une reconnaissance approfondie (Zira) identifiée par l'Andra en Meuse-Haute Marne. Ce projet a vu le jour après des études et recherches développées sur plus d'une vingtaine d'années et qui ont démontré l'excellente aptitude du Cox à confiner les radionucléides contenus dans les déchets.

Assistée de son maître d'œuvre système Gaya, l'Andra, agissant comme maître d'ouvrage, réalise à présent les études d'avant-projet préalables au dépôt de la Demande d'autorisation de création (DAC) qui doit être présentée au gouvernement en 2017.

1.1 LE CALENDRIER DU PROJET CIGÉO

Le calendrier initial établi par la loi de 2006 prévoyait un dépôt de la DAC en 2015, en préalable à une loi fixant les conditions de la réversibilité en 2016. Une mise à jour de la DAC prenant en compte les dispositions de cette nouvelle loi s'en serait suivi en 2017. Le décret de création de l'ouvrage était ainsi attendu en 2018.

Ce calendrier a été révisé suite au débat public qui s'est déroulé de mai à décembre 2013. Pour tenir compte des avis et attentes exprimés et consolider le dossier scientifique, le Conseil d'administration de l'Andra a décidé en mai 2014 de poursuivre le projet Cigéo en procédant selon la démarche générale suivante :

- intégration d'une phase industrielle pilote au démarrage de l'installation,
- institution d'un plan directeur d'exploitation du stockage qui serait régulièrement révisé en fonction du retour d'expérience,
- implication de la société civile dans le projet.

L'Andra conserve comme préoccupations essentielles de garantir prioritairement la sécurité, de maîtriser les coûts et de préserver et développer le territoire d'accueil.

Cette démarche sera effectuée par étapes selon un calendrier révisé qui prévoit à présent une préparation de la DAC en deux temps selon le programme suivant :

- Première étape
 - Après la phase d'esquisse qui avait permis, en 2012 et 2013, d'établir en concertation avec les industriels producteurs un schéma d'architecture du stockage de déchets, l'avant-projet sommaire (APS) a démarré en novembre 2013 et doit se poursuivre jusqu'à mi-2015 ;
 - Une revue de projet commanditée par la DGEC, rassemblant des experts permettra de vérifier à mi-2015 que les éléments techniques permettant de passer en phase d'avant-projet définitif (APD) ont été réunis ;
 - Un rapport technique comprenant un dossier d'orientation de sûreté, un dossier d'options techniques de récupérabilité, accompagné du plan directeur d'exploitation et d'une étude d'impact préliminaire, support à la procédure de déclaration d'utilité publique, sera remis fin 2015 à l'ASN.
- Deuxième étape
 - Démarrage dans la seconde moitié de 2015 de l'APD qui se poursuivra jusqu'en fin de premier trimestre 2017 et intégrera les résultats des études d'APS et les retours des évaluateurs.
 - Dépôt de la DAC fin 2017 en vue de l'obtention du décret d'autorisation de création à l'horizon 2020.

Une loi fixant les conditions de la réversibilité doit intervenir avant l'autorisation de création.

Ce calendrier se veut compatible avec un démarrage de la phase industrielle pilote en 2025.

La Commission considère que ce nouveau calendrier doit permettre de consolider, pour le dépôt de la DAC, les options techniques retenues par l'Andra. Elles intégreront les niveaux d'optimisation issus des échanges avec les producteurs de déchets. Elle note cependant que ce calendrier, qui n'est déjà plus conforme à la loi de 2006, reste très serré et qu'il nécessitera une grande rigueur de la part de tous les acteurs du projet si l'on veut assurer le démarrage de la phase industrielle pilote en 2025.

1.2 CONCEPTION DE CIGÉO, SOLUTION DE RÉFÉRENCE

Les études d'optimisation développées par l'Andra depuis la phase d'esquisse doivent aboutir à une configuration de référence de Cigéo qui servira de support au dossier d'autorisation de création. L'Andra entend retenir pour cette configuration uniquement les options pour lesquelles elle sera en mesure de disposer d'un dossier scientifique et technique suffisamment robuste au moment du dépôt de la DAC. Ceci signifie que des opportunités d'amélioration seront encore possibles et qu'elles pourront être intégrées progressivement dans le plan de développement du projet, qui prévoit notamment des essais dans le laboratoire souterrain et dans Cigéo pendant la phase industrielle pilote. L'Andra s'est assurée que l'architecture de la configuration de référence est compatible avec la mise en œuvre des opportunités qu'elle envisage actuellement d'étudier.

Comme dans l'esquisse, l'installation souterraine sera organisée en trois zones principales de stockage (cf. Schéma) :

- Un quartier où seront stockés les colis de déchets HA0 moyennement exothermiques (entre 30 et 193 W par colis), que les producteurs seront à même de livrer avant 2040. Ce quartier constituera une zone pilote pour l'ensemble des déchets HA. La longueur des alvéoles borgnes y est fixée à 80 m, conformément au savoir-faire acquis en laboratoire souterrain ; 75 alvéoles avec des entraxes variant de 8,5 m à 51 m seront nécessaires.
- Un quartier de stockage des déchets MAVL qui comprendra 50 alvéoles de longueur utile 500 m et de diamètre 9 m (section excavée de 65 m²). Après optimisation, ces alvéoles recevront 7 modèles de conteneurs de stockage dont la plus grande part est stockable sur trois colonnes et deux niveaux et le reste sur une colonne et un niveau. Les alvéoles MAVL seront toujours passants pour permettre leur ventilation et la filtration du retour d'air. L'Andra prévoit de développer le quartier MAVL en deux temps pour limiter l'investissement initial et prendre en compte le retour d'expérience de la phase initiale ; ainsi seuls quatre alvéoles et leurs galeries d'accès sont prévus pour la phase industrielle pilote, le reste étant construit progressivement.
- Une zone de stockage des déchets HA (HA1 et HA2) fortement exothermiques (275 à 448 W par colis) qui ne seraient livrés qu'après 2075. 1473 alvéoles borgnes avec des entraxes variant de 33 m à 51 m seront requis. Pour poursuivre l'optimisation du stockage des conteneurs et ainsi réduire les coûts, l'Andra envisage une longueur d'alvéole de 100 m en anticipant sur les résultats du programme d'essais prévu dans le laboratoire souterrain d'ici le dépôt de la DAC.

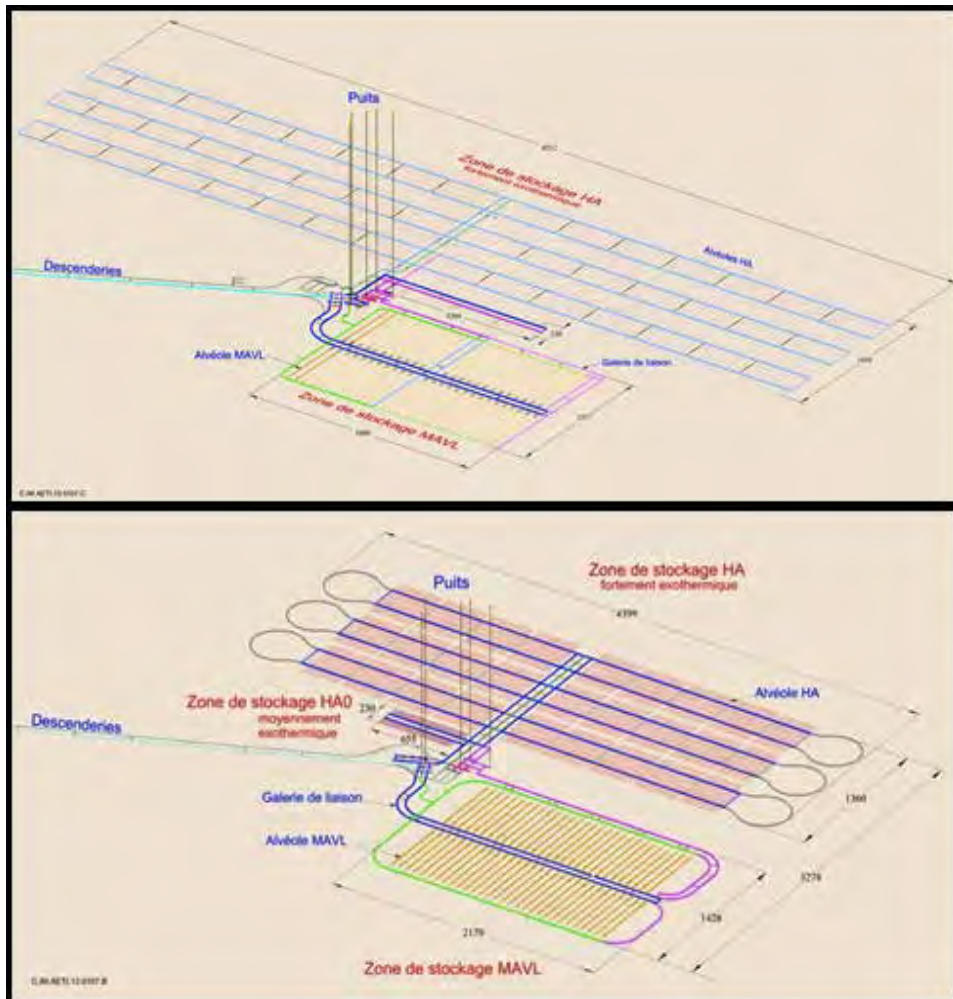
Les liaisons surface-fond aboutissent en profondeur, au niveau du stockage à une zone regroupée destinée au soutien logistique, conçue en deux parties pour séparer les activités d'exploitation et de travaux. Les installations de services seront desservies par cinq puits, deux pour la zone d'exploitation et trois pour la zone travaux. Ces puits seront dédiés à la ventilation et aux mouvements du matériel et du personnel. Une descenderie comprenant deux tubes de 8 m de

diamètre assurera de manière découplée le transfert par funiculaire des colis de déchets et les fonctions de service (maintenance et secours).

Les installations de surface intègrent à présent la nouvelle chronique de livraison des colis issue du PIGD version D. Le flux maximal annuel de colis primaires attendus se trouve réduit à 3000 colis par an à mi- période, entre 2049 et 2075. Une première tranche d'installations, dite EP1, accueillera jusqu'en 2052, les colis de déchets HA0 et de déchets MAVL dans leurs emballages de transport, tous à déchargement vertical. Après cette date, une seconde tranche EP2 sera construite pour recevoir les emballages à déchargement horizontal dédiés notamment aux colis HA1 et HA2.

En ce qui concerne les installations souterraines, les principales différences entre la configuration proposée en fin de phase d'esquisse et la configuration de l'APS sont les suivantes (Cf. Schéma) :

- la progressivité de la création de la zone MAVL conduit à reporter au-delà de la phase industrielle pilote l'exploration directe d'une part importante de la Zira ;
- la localisation du quartier HA0 entre la zone HA et la zone MAVL autorise désormais une meilleure utilisation de l'espace ;
- une modification importante de l'architecture de la zone HA caractérisée par un allongement de 80 à 100 m des alvéoles et un accroissement de la distance d'entraxe (33 à 51 m contre 25 m dans l'esquisse). Il en résulte un développement plus important de l'emprise de la zone HA qui vient à présent frôler les limites sud-ouest et nord-est de la Zira. D'après l'Andra cette adaptation a été rendue nécessaire pour satisfaire les critères hydro-thermo-mécaniques après affinage des paramètres du massif rocheux en prenant en compte les nouvelles longueurs d'alvéoles et une modification de leur plan de chargement. Les aspects hydro-thermo-mécaniques s'avèrent à présent un élément majeur du dimensionnement des quartiers HA ; ils sont analysés plus en détail au sous-chapitre suivant et dans l'annexe VI.



Configuration des installations souterraines : comparaison entre l'esquisse (en haut) et l'APS (en bas), d'après documents Andra

La Commission considère que l'Andra a précisé les options de conception nécessaires à la conduite de l'avant-projet qui doit mener au dépôt de la DAC en 2017. S'agissant de la zone MAVL, elle regrette que l'Andra n'ait pas retenu, selon la recommandation de son rapport N°8, la possibilité d'une reconnaissance poussée de la future zone en prolongeant la galerie centrale dès la phase industrielle pilote. S'agissant de la zone HA, la Commission note l'accroissement notable de son emprise au sein de la Zira ; elle s'inquiète de voir la configuration actuelle atteindre les limites de la Zira.

1.3 LE DIMENSIONNEMENT DES QUARTIERS HA ET LE MODÈLE THERMO-HYDRO-MÉCANIQUE

Depuis le Dossier 2009, des modifications importantes du dimensionnement des alvéoles HA sont intervenues, au cours de la phase d'esquisse (2012-2013) puis de la phase d'avant-projet sommaire (2014-2015).

Dans l'objectif de réduire sensiblement le nombre et la longueur des galeries d'accès et le nombre d'alvéoles, et donc les coûts, l'Andra a proposé, en concertation avec les industriels producteurs de déchets, une durée d'entreposage des colis HA plus longue et une augmentation de la longueur unitaire des alvéoles.

Du fait de ce nouveau dessin, mais aussi d'un ajustement des paramètres prenant en compte de nouvelles données expérimentales, une réévaluation du comportement hydro-thermo-mécanique du quartier HA a été nécessaire. Deux types de paramètres sont essentiellement concernés par cette révision. La perméabilité du Cox a été revue à la baisse en se fondant sur un plus grand nombre d'expériences d'interprétation plus robuste. Cette évolution est favorable du point de vue du confinement des radionucléides par le massif ; elle est par contre défavorable du point de vue du comportement mécanique dans la mesure où elle favorise l'apparition d'une surpression de l'eau dans les pores sous l'effet de l'échauffement du massif. Le module d'Young a été réévalué à la hausse ; la roche devient ainsi plus raide et moins encline à accommoder des surpressions de fluide. L'effet d'une surpression de l'eau est de provoquer localement des contraintes effectives de traction au sein de la roche, susceptibles d'engendrer un endommagement par micro-fracturation. Le critère d'absence de micro-fracturation thermo-hydro-mécanique du massif (critère THM) a ainsi pris le pas sur le critère de température de la roche inférieure à 90 °C au contact des colis, qui apparaissait dimensionnant lors des études antérieures. Il est moins simple de s'assurer que ce critère est vérifié car il utilise plus de paramètres, dont certains sont affectés d'une plus grande incertitude. D'après ses calculs, l'Andra estime que le risque de micro-fracturation atteint son point critique dans le plan du stockage au niveau de l'entraxe entre alvéoles. Pour satisfaire le critère THM, il faut alors augmenter sensiblement l'écartement entre les alvéoles. En combinant le respect du critère et la préoccupation de minimiser la longueur des galeries d'accès, la surface totale du quartier HA est augmentée par rapport aux dessins précédents et la zone HA devient oblongue. Suivant sa plus grande longueur elle atteint les limites de la Zira. La réalisation dans l'emprise de la Zira des boucles nécessaires à la rotation d'un tunnelier devient alors problématique.

Des incertitudes sur les valeurs des paramètres subsistent encore, dont les répercussions sur le comportement thermo-hydro-mécanique n'ont pas été complètement quantifiées. Par ailleurs, on ne mesure pas encore précisément les conséquences d'une violation du critère THM et de l'apparition éventuelle d'une micro-fracturation. Si cette situation apparaît, elle doit être étudiée dans une perspective d'appréciation plus complète de la sûreté.

La Commission observe qu'à l'occasion de la démarche d'optimisation du quartier HA, les études sur le comportement thermo-hydro-mécanique se sont poursuivies. Elle constate que l'Andra a été amenée à modifier de manière notable la configuration de la zone HA et son implantation au sein de la Zira. Elle note que des incertitudes subsistent encore sur la définition de certains paramètres et que des études et recherches sont encore nécessaires pour affiner la connaissance du comportement thermo-hydro-mécanique du stockage, mieux définir l'extension des zones où le critère d'absence de fracturation du Cox risque d'être violé et apprécier les conséquences sur la sûreté d'une telle violation, en tenant compte de la sensibilité aux paramètres.

La Commission considère que, pour la DAC de 2017, l'Andra devra retenir un dessin d'architecture de la zone HA suffisamment prudent pour permettre le stockage de tous les déchets HA du PIGD dans le respect des options de sûreté. Dans une étape ultérieure, suite à l'amélioration des connaissances, des optimisations pourraient être proposées pour conduire à une utilisation plus rationnelle de l'espace souterrain.

La Commission recommande de nouveau, avec insistance, que sur des sujets aussi complexes, les études fassent l'objet de communications scientifiques et de publications dans des revues à comité de lecture de la part de l'Andra. Il pourrait s'instaurer un débat au sein de la communauté scientifique concernée par ces problèmes. A l'issue de celui-ci la crédibilité du dimensionnement pourrait s'en trouver renforcée.

17

1.4 LES OPPORTUNITÉS POUR UNE ÉVOLUTION DE LA CONFIGURATION

L'Andra a identifié des évolutions possibles de la configuration de référence. Elles sont qualifiées d'opportunités dans la mesure où elles ne pourront pas être retenues sur la base de résultats d'études robustes pour le dépôt de la DAC. Elles ne pourront pas, pour la plupart, être évaluées avant la phase industrielle pilote.

Concernant le stockage des MAVL, deux opportunités sont envisagées :

- la construction d'alvéoles de grande section (diamètre 12 m contre 9 m). Cette disposition permettrait de disposer les colis selon 3 colonnes et 3 niveaux, réduisant ainsi de 50 à 36 le nombre d'alvéoles. Sa faisabilité repose sur la capacité de manutention des colis et sur les conséquences de l'extension de la zone endommagée qui en résulteraient ; elle sera testée dans Cigéo en phase industrielle pilote ;
- le stockage direct de certains colis primaires sans conteneur de stockage. Ceci n'est envisageable que pour certains colis dont les caractéristiques chimiques, thermiques, radiolytiques et le risque de criticité doivent être précisés. Le gain en termes de nombre d'alvéoles reste à évaluer.

Concernant le stockage des HA, plusieurs pistes sont possibles :

- une meilleure utilisation de l'espace souterrain pouvant résulter d'une réévaluation du dimensionnement thermo-hydro-mécanique portant sur une amélioration des modélisations et sur une meilleure appréciation des risques d'endommagement du Cox ;
- un allongement jusqu'à 150 m des longueurs d'alvéoles ; la réduction du nombre d'alvéoles qui s'en suit entraîne une réduction d'environ 13 km de longueur des galeries d'accès. La faisabilité du creusement pourra être abordée en phase industrielle pilote ;
- un allongement de 20 ans de la durée d'entreposage des HA ; cette disposition décalerait de 2079 à 2099 la mise en stockage des colis, apportant un gain sur la charge thermique, ce qui permettrait de réduire le nombre d'alvéoles nécessaires de 10 % ;
- une réduction du coût du surconteneur des colis primaires HA par diminution de son épaisseur ; cette configuration dépend d'études en cours sur la corrosion radiolytique ;
- l'emploi de colis de déchets MAVL vitrifiés du même format que les colis HA comme intercalaires entre les colis HA.

La Commission considère que la recherche d'opportunités visant à améliorer le fonctionnement et le coût d'un ouvrage destiné à une exploitation de longue durée relève d'une démarche pertinente. Elle renouvelle sa recommandation pour que la mise en œuvre de ces opportunités ne soit en aucun cas associée à une réduction de la sûreté du stockage, en exploitation et à long terme, et pour que toutes ses conséquences sur le fonctionnement de Cigéo soient pleinement évaluées. Cette remarque vaut tout particulièrement pour l'allongement de 20 ans de la durée d'entreposage préalable au stockage.

1.5 LE PROGRAMME SCIENTIFIQUE D'ACCOMPAGNEMENT DE CIGÉO

Le plan de développement de Cigéo prévoit un programme scientifique propre à l'Andra destiné à :

- préciser les options de conception,
- évaluer les propositions techniques des maîtres d'œuvre,
- mettre au point les techniques de réalisation,
- acquérir des éléments complémentaires de validation et de démonstration.

L'Andra distingue deux phases dans ces travaux d'études et développement : une phase qui s'achève en 2029 visant à qualifier le système final, une seconde phase qui s'achève en 2034 visant à vérifier les performances du stockage en conditions réelles. Cette dernière phase sera l'objet essentiel de la phase industrielle pilote qui doit durer une dizaine d'années après la mise en service des premières installations de Cigéo prévue vers 2025.

La programmation des travaux doit permettre de traiter les différents composants de l'ouvrage :

- zone MAVL : alvéole MAVL, galeries MAVL, quartiers MAVL ;
- zone HA : conteneur HA, alvéoles HA, quartiers HA ;
- liaisons surface-fond : puits, descenderies, galeries ;
- installations de surface ;
- ouvrages de fermeture.

La Commission a eu connaissance au cours de ses auditions d'éléments de ce programme scientifique.

Dans sa démarche, l'Andra insiste sur les recherches à caractère technologique (conteneur âge et manutention des colis MAVL, construction des galeries MAVL, creusement des alvéoles HA avec notamment le procédé de mise en place du coulis de remplissage à l'extrados du chemisage,...) ; elle considère aussi des études à caractère scientifique telles que celles portant sur la corrosion des surconteneurs HA et les études thermo-hydro-mécaniques déjà évoquées.

Il est apparu à la Commission que ces travaux concernaient en majorité des questions dont la réponse était nécessaire pour l'établissement de la DAC ; ceci est bien naturel car la DAC se doit de présenter une solution robuste possible pour toutes les exigences fonctionnelles de Cigéo, ceci n'excluant toutefois pas des évolutions ultérieures si les études scientifiques en démontraient la pertinence.

La Commission recommande que l'Andra précise dans son plan de développement, suffisamment tôt avant le dépôt de la DAC, les éléments scientifiques et techniques dimensionnants pour le projet en distinguant ceux qui relèvent de la solution de référence de ceux qui concernent des opportunités.

L'exploitation de Cigéo est prévue sur une durée qui dépassera cent ans. Des aléas ou des décisions liées à la réversibilité du stockage pourraient conduire à prolonger cette période. Cela nécessite de maintenir en état sur une centaine d'années les puits, les descenderies et les galeries d'accès aux alvéoles de stockage. Les colis de stockage des déchets (ou les colis primaires de déchets éventuellement stockés tels quels) doivent pouvoir être récupérés et d'une façon générale doivent rester en état le plus longtemps possible. Ils constituent en effet la première barrière de confinement de la radioactivité. Les scellements du stockage doivent conserver, durant plusieurs millénaires, la faible perméabilité sur laquelle est fondée l'analyse de sûreté. Les qualités des matériaux de revêtement/soutènement des galeries (bétons), des colis (bétons et aciers) et des scellements (bétons et argiles gonflantes) doivent être adaptées à ces différentes périodes de temps, dans la mesure où les éléments de structure ne peuvent pas être réparés en tout cas pas après la fermeture du stockage.

L'Andra poursuit la R&D sur les différents matériaux, dans le but d'établir leurs lois de comportement et leur résistance mécanique, ainsi que sur leur dégradation/corrosion dans les conditions de stockage : fortes contraintes anisotropes, contacts entre eux et avec l'argilite du Cox. Cette R&D vise également à évaluer la résistance des matériaux dans des situations accidentelles comme un incendie. Cette R&D concerne plus particulièrement les bétons et matériaux cimentaires, les argiles des noyaux de scellement et les aciers ; une description plus détaillée est fournie dans l'annexe VII.

Les propriétés des matériaux qui seront utilisés pour construire Cigéo et assurer la sûreté du stockage en exploitation et après fermeture sont étudiées depuis l'origine du concept de stockage géologique. La connaissance de ces matériaux est cruciale tant au plan fondamental que dans le cadre de leur utilisation en génie civil. La R&D sur les matériaux que conduira l'Andra avant le dépôt de la DAC doit consolider les valeurs des paramètres qui gouvernent leur évolution, afin d'assurer la crédibilité des modèles et des simulations pour Cigéo. La Commission considère que ces recherches sont aujourd'hui correctement engagées pour valider les performances des composants du stockage dans les conditions opérationnelles et atteindre le niveau 6 de l'échelle internationale Technology Readiness Level (TRL).

L'Andra a démontré l'excellente capacité de confinement du Cox. L'expérience récente à l'occasion de l'APS à propos du comportement thermo-hydro-mécanique de la roche a cependant montré que les estimations des valeurs de paramètres importants peuvent être encore affinées et évoluer dans un sens favorable aux performances du stockage, comme dans l'autre.

La Commission recommande que le programme de développement définisse la nature des mécanismes gouvernant le comportement du Cox et les paramètres associés qu'il convient encore de préciser. L'Andra devra établir l'ordre de priorité des études et des recherches nécessaires, en distinguant la période pré-DAC et la période post-DAC. Elle recommande de nouveau que l'Andra propose un programme de reconnaissance des horizons géologiques qui seront traversés par les ouvrages souterrains.

1.6 LES DÉCHETS MAVL

Les déchets MAVL sont très nombreux et divers. Pour les besoins de l'exploitation de Cigéo les colis de déchets MAVL du PIGD sont classés en 79 familles (voir annexe VII). L'Andra tient, à la demande de la Commission, un tableau de bord où sont consignées les caractéristiques de toutes les familles des colis déjà réalisés, en cours de fabrication ou à produire. Les familles sont regroupées en 5 catégories MAVL1 à MAVL5. Pour les catégories MAVL1 à MAVL3, on ne peut stocker que des déchets de la même catégorie dans un même alvéole. Les colis des catégories MAVL4 et MAVL5 sont a priori co-stockables dans un même alvéole.

Les caractéristiques des colis en entreposage prêts à être envoyés à Cigéo lors de la première phase d'exploitation sont connues et sont conformes aux orientations des spécifications d'acceptation. Il s'agit essentiellement de colis entreposés à la Hague.

D'autres colis en entreposage font néanmoins l'objet de R&D pour consolider ou compléter les connaissances sur leur comportement, soit en exploitation, soit à long terme après la dégradation des colis. Il s'agit de colis pour lesquels on s'interroge sur leur robustesse face à un événement extrême (bitumes) ou bien sur le comportement à long terme (salins, organiques).

Une partie des déchets MAVL n'est pas encore conditionnée et des études sont en cours pour définir le meilleur procédé de conditionnement.

1.6.1 Les déchets enrobés bitumes

a) Auto-inflammation et tenue au feu

Dans son rapport N°6 (novembre 2012) la Commission avait demandé aux producteurs de déchets et à l'Andra d'étudier le comportement en vraie grandeur des colis de boues bitumées lors d'un incendie représentatif des conditions d'exploitation de Cigéo et de lui présenter les résultats fin 2014. Le programme des expériences de tenue à une élévation de température a été jugé positivement par la Commission en 2013. L'analyse des résultats est présentée dans l'annexe IX.

Le CEA, Areva, EDF et l'Andra (avec des collaborations universitaires) ont remis à la Commission, en temps voulu, les documents décrivant les expériences, les résultats et leur interprétation ainsi que des compléments sur le gonflement des colis.

La Commission considère que les expériences ont couvert toute la gamme de composition des enrobés bitumineux qui pourraient être stockés dans Cigéo.

Des études complémentaires ($T < 300\text{ °C}$) sur le comportement des enrobés bitumineux à l'échelle du gramme et à l'échelle de 2 kg confirment le rôle des nitrates dans les réactions exothermiques, mais ne mettent en évidence aucun emballement des réactions. Dans ces conditions il n'y a pas d'auto-inflammation. Le bitume utilisé pour conditionner les enrobés a une température d'inflammation autour de 250 °C . Il n'est auto-inflammable que pour des températures largement supérieures à 300 °C .

Des expériences en vraie grandeur ont été réalisées en plaçant des colis de stockage renfermant 4 colis primaires d'enrobés bitumineux dans un four à une température de 950 °C pendant 1 heure. Les colis de stockage ne sont altérés qu'en surface et seulement localement ; les colis primaires restent intacts. La surface des enrobés bitumineux ne présente pas de traces de réactions. Les colis de stockage sont manipulables après les essais.

Enfin, deux essais, dans les conditions d'un feu réel se consommant pendant plusieurs heures à pleine puissance et jusqu'à son extinction complète, ont été réalisés avec des colis instrumentés dans une enceinte simulant un alvéole. La température du béton des colis de stockage a atteint un maximum de $600\text{-}650\text{ °C}$ sur la face exposée au feu et celle des colis primaires n'a pas dépassé 150 °C . Après les essais les colis primaires sont intacts et les colis de stockage restent manipulables. Là encore le béton BTH à fibres de polypropylène présente un faible écaillage.

Les résultats des divers essais sont cohérents et peuvent être retrouvés par modélisation. Les conditions des essais couvrent largement les caractéristiques d'un incendie en alvéole MAVL.

b) Tenue à la radiolyse, gonflement

Le volume d'hydrogène produit par la radiolyse du bitume ne peut pas entraîner un gonflement susceptible d'endommager les colis de stockage, d'ailleurs perméables à la diffusion de l'hydrogène. Le CEA a également montré que le gonflement des colis primaires suite à une reprise d'eau par les enrobés n'avait pas d'effet sur le colis de stockage.

c) Conclusion

La Commission considère que les études de tenue des colis de boues bitumées lors d'un incendie important démontrent la robustesse des colis de stockage ainsi que l'inertie chimique des enrobés bitumineux lors d'une montée en température jusqu'à 300 °C .

La Commission suggère de valoriser les données expérimentales obtenues lors des essais par des inter-comparaisons de simulations numériques.

Les nouvelles données sur les essais à l'échelle 1 dissipent les craintes liées aux incendies d'origine externe aux colis dans les installations de Cigéo et confirment leur récupérabilité suite à de tels incendies.

La Commission considère que le CEA, Areva, EDF et l'Andra ont acquis les éléments nécessaires à l'établissement de l'analyse de sûreté qui devra être transmise à la Commission conformément à sa demande du rapport N°6.

En outre, la Commission demande que soient poursuivies les études relatives à la stabilité chimique des enrobés bitumineux pendant la période d'exploitation.

1.6.2 Les déchets pyrophoriques, salins et organiques

a) Déchets réactifs ou pyrophoriques

Les métaux « réactifs » concernent essentiellement des barres de contrôle de RNR constituées d'aiguilles de carbure de bore (B_4C) contenant 40 à 100 g de sodium résiduaire par aiguille après traitement à la vapeur d'eau. En vue de leur stockage dans des conditions bien définies, le CEA conduit des études pour réduire drastiquement les quantités de sodium en utilisant la carbonatation « *in situ* » du sodium. Il envisage un colis primaire constitué de ces aiguilles noyées dans du sable, le tout est placé dans un fût en inox de 1,5 m³. Toutes les aiguilles représentent 8 colis de déchets sodés, ce qui correspond à 2 colis de stockage et environ 35 kg de sodium.

Les déchets dits pyrophoriques sont des matériaux (métaux ou alliages) plus ou moins divisés réagissant quasi spontanément avec l'oxygène de l'air. On utilise pour les isoler une matrice inerte, non inflammable et éviter ainsi une telle oxydation ; ou alors les producteurs procèdent à leur compactage. La R&D développée par l'Andra vise la formulation d'un liant inerte adapté à chaque métal, minimisant en exploitation la cinétique des réactions H_2O-Na en milieu poreux et la production d'hydrogène.

Les déchets magnésiens MAVL sont des gaines du combustible métallique des réacteurs UNGG en alliage Mg-Zr ou Mg-Mn contenant des traces d'uranium métal. Ils sont entreposés à Marcoule. Le CEA étudie leur reprise et les caractérisations plus complètes en cours devraient permettre de valider ce type de colis avec de très bonnes garanties de tenue en entreposage et en stockage. On attend 7500 colis de 220 L.

Les déchets MAVL d'aluminium ou d'alliages d'aluminium sont des déchets de structure beaucoup moins nombreux et moins pyrophoriques que les déchets magnésiens. Ils sont entreposés à Marcoule. Une nouvelle matrice à base de ciment phospho-magnésien, d'acide borique et de nitrate de lithium est à l'étude. Une telle composition du liant inhibe la production d'hydrogène par passivation de l'aluminium. On attend 1300 colis de 380 L.

Les fines de zircaloy provenant du cisailage des aiguilles des assemblages sont compactées et mises dans des colis CSD-C. Cela exclut tout risque de réaction.

b) Colis de déchets salins

Les colis de déchets salins actuels contiennent les boues et les résidus des évaporateurs des STEL (concentrats) du CEA ; ces déchets sont enrobés dans un liant hydraulique et placés dans un fût acier de 220 L, cela représente 8500 colis. A cela s'ajouteront les colis des boues de co-précipitation de STE2 entreposées en silos à la Hague. Areva a conçu et caractérisé un nouveau colis, dit C5, qui, après entreposage, sera destiné à Cigéo (14 500 colis). Le dossier de qualification est prêt pour être soumis à l'ASN.

c) Colis de déchets organiques

Ils proviennent d'Areva (la Hague et Melox) du CEA (civil et DAM) et représentent environ 40 000 colis (dont 11 400 très contaminés en alpha). Ils renferment au total 3600 tonnes de matériaux organiques à base de cellulose et de polymères courants.

Deux thèmes importants restent à l'étude :

- les gaz produits par radiolyse,
- la production de molécules organiques complexantes résultant de la radiolyse.

c) Conclusion

La plupart des colis MAVL fabriqués en ligne ou en attente de livraison à Cigéo sont conformes aux spécifications préliminaires qui devront être traduites en obligations ou en exigences dans les spécifications définitives de stockage.

La reprise des déchets non conditionnés exige la mise au point de nouveaux conditionnements adaptés à chaque famille de déchets. Ils devront être conçus pour satisfaire aux exigences de l'Andra et notamment :

- augmenter la résistance aux agressions physiques et chimiques prévisibles,*
- minimiser l'émission d'hydrogène,*
- minimiser la lixiviation des radionucléides lorsque les déchets seront au contact de l'eau.*

L'Andra et les producteurs de déchets en collaboration avec leurs partenaires du CNRS et des universités développent, depuis une dizaine d'années, des études pour produire de nouveaux colis. Les résultats acquis aujourd'hui sur des colis de déchets contenant des métaux réactifs, des sels solubles ou de la matière organique montrent qu'on peut significativement réduire la production d'hydrogène par des conditionnements appropriés et, s'agissant de la libération de radionucléides, diminuer drastiquement le terme source.

23

La Commission recommande que la R&D concernant les colis de déchets salins et organiques soit poursuivie afin de démontrer de façon plus robuste encore que leur stockage ne peut pas altérer la sûreté à long terme.

1.6.3 Co-stockage des MAVL

Le problème du co-stockage éventuel de familles de colis différentes dans un même alvéole a été abordé dans le rapport N°8. Il est lié à l'optimisation du remplissage visant à minimiser le nombre d'alvéoles MAVL dans Cigéo.

Le risque redouté est la rencontre, après la dégradation des colis, de molécules organiques complexantes et de radionucléides provenant de colis différents. Cette rencontre pourrait modifier le confinement et la migration des éléments, notamment celle des actinides. Les études continuent. Elles concernent d'une part la modélisation de la dispersion des molécules et des radionucléides à partir des colis et d'autre part l'étude de la complexation des actinides par ces molécules, laquelle s'appuie sur l'exploitation et l'acquisition de données thermodynamiques.

La Commission estime que la caractérisation du comportement des espèces pouvant être relâchées par les colis co-stockés dans un même alvéole doit être consolidée.

1.7 CRITÈRES D'ACCEPTATION DANS CIGÉO

Le processus de mise en stockage des colis dans Cigéo repose sur les spécifications d'acceptation des colis de déchets, le contrôle du respect de ces spécifications et les agréments d'acceptation contractés entre l'Andra et les producteurs de déchets. Ce processus est décrit en détail dans l'annexe VIII.

Les spécifications d'acceptation des colis de déchets dans Cigéo définissent les caractéristiques et les performances que doivent satisfaire les colis de déchets pour être acceptés dans ce stockage.

L'Andra poursuit depuis 2012 un dialogue avec les producteurs de déchets pour établir une première version de spécifications préliminaires pour les colis primaires qui doivent être mis en colis de stockage. Elle doit être finalisée à mi-2015 sur la base de la fin de l'APS, puis transmise à l'ASN avec le dossier d'options de sûreté (DOS) en septembre 2015. Les spécifications définitives seront fixées lors de la demande de mise en service de l'installation.

Le long processus d'établissement des spécifications consiste à prendre en compte les caractéristiques des colis établies par les producteurs (et par l'Andra pour les propriétés à long terme) et à les confronter aux possibilités d'un concept de stockage réversible dans le Cox qui relève de l'Andra. Les problèmes à résoudre sont nombreux : confinement des radionucléides en exploitation, examen de dérogations pour quelques colis ne respectant pas une exigence, cas des colis historiques, agréments, contrôles et recherche d'un optimum technico-économique.

Dans ses précédents rapports la Commission a attiré l'attention sur la nécessité de disposer au plus tôt d'un projet de spécifications qui fixe les orientations essentielles de conditionnement et les exigences attendues des colis.

La Commission prend acte des dispositions mises en place pour aboutir aux spécifications d'acceptation des colis primaires de déchets dans Cigéo, notamment des colis de déchets MAVL, qui seront les premiers à être stockés.

Le processus de dialogue mis en route devrait conduire à des spécifications pour tous les colis du PIGD sous réserve que la connaissance de certains colis progresse encore et que certains colis fassent l'objet d'une reprise.

La Commission souhaite connaître ceux des critères des spécifications qui conduiraient à d'éventuels blocages dans le dialogue Andra-producteurs et les familles de déchets en cause.

La Commission est attentive aux dérogations qui pourraient être accordées. Elle souhaite connaître les familles de colis qui pourraient être concernées.

Le contrôle du respect des spécifications est capital puisque c'est l'assurance que les colis sont conformes pour le stockage.

La Commission constate que la chaîne des contrôles placée sous la responsabilité de l'Andra pour s'assurer du respect des spécifications n'est pas encore complètement définie. Elle met en jeu plusieurs acteurs dont les producteurs de déchets.

La Commission estime qu'en l'état, la répartition des responsabilités entre l'Andra et les producteurs et les modalités de leur transfert ne sont pas encore suffisamment claires. Elle recommande que l'Andra puisse intervenir le plus en amont possible dans le processus de contrôle.

D'une façon générale la Commission recommande de procéder à une clarification d'ensemble du processus d'acceptation des colis dans Cigéo. L'analyse des causes de l'incident du WIPP (Cf. chapitre 6) souligne l'importance de la mise en place d'une organisation garantissant une assurance qualité pérenne sur la durée d'exploitation du stockage.

1.8 COÛTS DE CIGÉO

1.8.1 Le contexte

Il existe encore un certain nombre de divergences dites « résiduelles » entre l'Andra et les producteurs concernant l'estimation du coût de Cigéo. Ceux-ci doivent en effet constituer des provisions sur la base de ce coût. Ces divergences portent sur la méthodologie retenue mais aussi sur la valorisation de certaines opportunités et de certains risques. De fait, le chiffre n'a pas encore été rendu public par le ministère. L'Andra est, de par la loi, en charge de conduire le projet et de proposer au ministre une évaluation des coûts (article L542-12 du code de l'environnement). Les producteurs ont, de par leur retour d'expérience, acquis une compétence en matière de coûts de grands ouvrages. Les points de vue se sont déjà fortement rapprochés au fil des réunions du Groupe de Travail « Coûts » mis en place par la DGEC.

Les coûts bruts seront estimés aux conditions économiques d'aujourd'hui et hors taxes (TVA, taxe foncière et autres taxes). Les coûts actualisés seront évalués sur la base d'un taux d'actualisation de 3 % net d'inflation, ce qui semble admis par toutes les parties prenantes et est conforme aux recommandations de la Commission « Lebègue ».

Les dépenses du Laboratoire de Bure sont financées aujourd'hui par une taxe spécifique sur les INB. Elles n'interviennent donc pas dans le calcul des provisions auxquelles sont soumis les producteurs. Il conviendra de préciser ce que sera la situation demain, surtout si l'on souhaite, comme l'a déjà demandé la Commission, que des études de R&D y soient poursuivies.

La Commission recommande de poursuivre les efforts de R&D pour analyser la faisabilité des opportunités en débat et rapprocher les points de vue.

L'évaluation du coût de Cigéo se fait dans le respect de l'article L594-1 du code de l'environnement : « Les exploitants d'installations nucléaires de base évaluent, de manière prudente, les charges de démantèlement de leurs installations ou, pour leurs installations de stockage de déchets radioactifs, leurs charges d'arrêt définitif, d'entretien et de surveillance. Ils évaluent, de la même manière, en prenant notamment en compte l'évaluation fixée en application de l'article L. 542-12, les charges de gestion de leurs combustibles usés et déchets radioactifs ». La Commission Nationale d'Evaluation du Financement (CNEF) des charges liés à la gestion des déchets radioactifs est chargée de contrôler l'adéquation de ces provisions aux dites charges.

La Commission réaffirme sa préoccupation que les dépenses soient bien évaluées de manière prudente et que celles liées à la sûreté ne soient jamais sacrifiées sur l'autel des économies budgétaires.

La Cour des Comptes a estimé dans ses rapports que le coût de stockage des déchets du programme industriel de gestion des déchets (PIGD) représente entre 1 et 2 % du coût de production de l'énergie nucléaire.

26

1.8.2 Estimation du coût

La Commission observe avec satisfaction qu'il y a un accord entre l'Andra et les producteurs sur la conception d'ensemble du projet de stockage, en particulier au niveau de la phase industrielle pilote (tranche 1) ; cela concerne le creusement des puits et de la descenderie, l'aménagement de la « zone pilote » ainsi que les premières installations de surface.

Pour ce qui concerne les tranches suivantes, il n'y a rien de choquant à constater qu'il est aujourd'hui difficile d'en estimer le coût, s'agissant d'un ouvrage dont la construction et l'exploitation vont durer un siècle au moins. Compte tenu de la flexibilité inhérente au projet, des évolutions apparaîtront ; elles conduiront à de nouvelles estimations.

En Suède par exemple, le projet de stockage des déchets a fait l'objet d'une réévaluation annuelle dans le passé. Le retour d'expérience a montré qu'une réévaluation triennale des coûts du stockage était plus adéquate.

La Commission recommande de procéder régulièrement à une réactualisation des estimations du coût de Cigéo, par exemple, tous les 3 ans.

Une telle réactualisation aurait le mérite d'éviter un « effet falaise » au niveau des budgets et donc des provisions.

Cette procédure permettrait de maintenir le dialogue entre l'Andra et les producteurs et de procéder régulièrement à des optimisations technico-économiques.

La Commission, qui est chargée d'évaluer les études et recherches, souhaite être associée à ce processus, compte tenu de l'importance des opportunités identifiées et de leurs possibles interférences avec la sûreté et la sécurité.

1.8.3 Questions ouvertes : opportunités

La Commission présente ici, à titre illustratif, quelques exemples de divergences entre l'Andra et les producteurs en matière de coûts.

1. Concernant le creusement au tunnelier, les producteurs trouvent trop faible le chiffre (3,1 mètres par jour) retenu par l'Andra pour la cadence de creusement, car le retour d'expérience permettrait selon EDF d'envisager un chiffre plus proche de 5,5 mètres par jour en moyenne. Le choix du chiffre a un impact évident sur le coût du projet.
2. Les producteurs proposent des alvéoles en fer à cheval de section excavée de l'ordre de 100 m² permettant un empilement des colis MAVL sur 3 niveaux au lieu de 2 et donc un gain de 17 alvéoles, soit un tiers du nombre total. L'Andra retient une approche plus prudente et progressive (65 m² au départ, quitte à passer ensuite à des alvéoles de plus grande section). L'enjeu financier est également important.
3. Concernant le stockage des déchets HA, les producteurs privilégient des alvéoles de 150 m pour le dépôt de la demande d'autorisation de création. Au vu de l'expérience déjà acquise, l'Andra a une vision plus prudente (80 et 100 m). L'enjeu financier est, ici aussi, important.
4. Les producteurs estiment que la diminution (non validée par l'Andra) de l'épaisseur du surconteneur HA de 7 mm (passage de 65 à 58 mm) entraînerait une diminution du coût unitaire des conteneurs. Par ailleurs au vu du nombre de surconteneurs (plus de 50 000) l'effet de série doit être pris en compte au niveau des coûts qui en seraient abaissés ; or cela ne semble pas être le cas dans l'évaluation de l'Andra.

27

Pour toutes ces questions soulevées par les producteurs, les enjeux financiers sont importants. Les choix faits pour ces opportunités doivent être évalués du point de vue de la sûreté et la Commission doit en être informée.

5. Par ailleurs une divergence existe entre les producteurs (EDF surtout) et l'Andra au sujet de la chronologie de livraison des déchets HA. Les producteurs retiennent un décalage d'une vingtaine d'années dans la chronologie de stockage, à savoir une livraison sur la période 2099-2144. L'Andra reconnaît que le décalage de la livraison des déchets HA permettrait de stocker un nombre plus important de colis par alvéole (grâce à la décroissance thermique supplémentaire), avec un gain de 10 % du nombre d'alvéoles. Mais cette solution ne lui semble pas compatible, sur le plan industriel, avec la chronologie définie dans le PIGD (mise en stockage rapide des déchets MAVL) car cela conduirait à une interruption de la livraison des déchets à Cigéo pendant une période de 10 ans. Les producteurs (EDF en particulier) ne partagent pas ce point de vue car une interruption de réception des colis n'est pas, à leurs yeux, synonyme d'interruption de l'exploitation, et encore moins d'interruption de l'activité sur le centre.

La Commission émet de fortes réserves sur cette vision optimiste des producteurs car en 10 ans beaucoup de compétences techniques peuvent être perdues, comme le montre aujourd'hui l'expérience de la construction de nouveaux réacteurs nucléaires.

6. Les producteurs contestent l'intégration de dépenses liées à l'observation de l'environnement. L'Andra considère que cela fait partie du coût du projet.

La Commission considère que l'observation de l'environnement est primordiale tout au long de la vie de Cigéo et soutient donc la position de l'Andra.

7. En matière d'incendie, les producteurs proposent l'établissement de conventions avec les casernes de pompiers à proximité, l'Andra dimensionne des équipes spécialisées assurant outre la lutte contre l'incendie, le secours aux victimes et le gardiennage.

La Commission soutient la position prudente de l'Andra vis-à-vis de la sécurité du site et du personnel.

◆ Conclusion des observations spécifiques

28

Certains choix sont susceptibles d'affecter la sûreté du stockage ; la Commission souhaite être informée des études et recherches réalisées pour établir le dossier scientifique en support à l'analyse de sûreté.

La Commission s'interroge sur l'impact financier de la récente modification de la zone HA sur le coût du stockage.

La Commission évaluera régulièrement, dans le cadre d'auditions dédiées, les dossiers scientifiques résultant des opportunités que l'Andra serait amenée à retenir.

1.8.4 Suggestions pour le financement

L'un des enjeux des controverses opposant les producteurs de déchets à l'Andra réside dans le fait que la fixation du coût global du projet a un impact direct et immédiat sur le montant des provisions que les producteurs doivent prévoir (Article L594 du code de l'environnement). Une augmentation importante du coût engendre de facto une augmentation sensible des provisions, qui peut en retour peser sur la trésorerie des entreprises et, indirectement, sur le cours de l'action. C'est un enjeu important pour Areva en particulier, compte tenu de sa situation financière présente.

La Commission rappelle qu'en vertu du principe du « pollueur payeur » voulu par le législateur, les producteurs de déchets doivent rester responsables de leurs déchets, y compris au niveau du financement du stockage.

Le système des provisions est donc un mécanisme adapté. Mais cela n'exclut pas que l'on réfléchisse à des aménagements institutionnels permettant une plus grande flexibilité dans la gestion de ces provisions. En raison de l'importance d'un projet aussi exceptionnel que Cigéo, le système de financement devrait témoigner de la solidarité des producteurs pour sa réalisation.

On peut suggérer, par exemple, la création d'un Groupement d'Intérêt Economique (GIE), comprenant tous les producteurs de déchets, qui assurerait de façon solidaire la gestion des provisions. Ce GIE déjà doté de l'ensemble des provisions déjà constituées, pourrait recevoir des contributions complémentaires.

Au plan international divers systèmes de financement existent, ils sont présentés dans le chapitre 6.

1.9 RÉFLEXIONS DE LA COMMISSION

Le projet Cigéo arrivera en fin d'avant-projet sommaire à mi-2015. La Commission constate que cette étape a été l'occasion d'avancées importantes sur les aspects scientifiques et industriels du projet. Elles devront obligatoirement être consolidées au cours de l'avant-projet définitif avant le dépôt de la DAC en 2017.

La commission souligne ci-dessous les points qui lui sont apparus particulièrement importants :

1) La Commission porte au crédit de l'Andra la poursuite des Etudes et Recherches depuis 2005, notamment sur les propriétés thermo-hydro-mécaniques de la roche. La révision de ces dernières a conduit à affiner les valeurs des paramètres sur la base d'une masse importante de données nouvelles. L'Andra a tiré les conséquences de cette évolution en mettant clairement en exergue ses enjeux pour le dimensionnement du quartier HA. Les études et recherches –expérimentations et calculs– doivent se poursuivre pendant toute la durée de la phase industrielle pilote et se prolonger pendant l'exploitation du stockage.

La Commission s'interroge cependant sur les conséquences des modifications de dimensionnement si près du dépôt de la DAC.

2) Outre les questions qui relèvent de la thermo-hydro-mécanique, la Commission observe que l'optimisation en cours contredit deux principes plus généraux :

○ Le stockage doit être fermé aussi tôt qu'il est raisonnablement possible compte tenu des objectifs de sûreté et de réversibilité. Ce principe vaut autant pour la fermeture du stockage entier que pour les fermetures partielles des alvéoles et des quartiers. Il est fondé sur les incertitudes croissantes qui affectent l'état des connaissances et des techniques et l'état social au-delà d'un siècle et conduisent à préférer une sûreté passive précoce, « les simulations que l'on peut faire sur l'évolution des colis et de leur environnement sont beaucoup plus précises et fiables que les simulations que l'on peut faire sur l'état social dans un avenir lointain », (CNE rapport N°8). Ce même principe a conduit à écarter il y a plusieurs années la solution de l'entreposage pluriséculaire, au nom de la charge ainsi laissée à des générations lointaines. L'allongement progressif de la période d'entreposage et donc aussi de la période où le stockage est ouvert méconnaît ce principe : dans le Dossier 2009 on envisageait le début du stockage des HA en 2045 ; cette date est portée à 2075 et l'hypothèse de 2099 est étudiée. Un début de livraison des HAVL en 2099 devrait être justifié par des considérations techniques majeures et une analyse approfondie de ses conséquences sur le fonctionnement de Cigéo et sur sa sûreté. Cette disposition créerait par ailleurs un long hiatus avec la fin de la livraison des colis MAVL. Il faudrait en mesurer les conséquences ; un tel hiatus serait peu propice au maintien des compétences et allongerait inutilement la maintenance de l'ouvrage ouvert qui continuerait à évoluer même s'il n'est pas exploité.

○ Les surfaces utilisables pour le stockage constituent une ressource qu'il convient de préserver, notamment pour pouvoir s'adapter aux changements possibles de politique énergétique. Le nouveau dimensionnement se fait en rendant le quartier HA plus oblong, mais la surface totale occupée est un peu supérieure à celle du Dossier 2009 (dans le scénario dit de dimensionnement). La plus grande longueur du quartier devient telle que les limites de la Zira sont atteintes. Il pourrait en résulter une flexibilité moindre, par exemple dans l'hypothèse où plus de place serait nécessaire à la suite d'un arrêt du retraitement.

3) Le dimensionnement de Cigéo se traduit par des provisions à constituer par les producteurs. Ces provisions pèsent sur leurs comptes dès aujourd'hui. L'optimisation du dimensionnement est guidée par le souci de réduire le coût du stockage. Ce n'est pas une préoccupation illégitime.

Toutefois, la Commission observe que les travaux de plusieurs quartiers s'étaleront sur plus d'un siècle et ne commenceront que dans environ 50 ans pour la zone HA. L'évaluation des coûts de ces travaux est entachée d'une grande incertitude liée à l'évolution des connaissances et des technologies. Cette incertitude rend problématique la fixation des provisions.

La volonté des producteurs de minimiser les provisions à constituer dès aujourd'hui peut induire un mode de travail qui n'est pas favorable à des choix sereins sur le plan scientifique et technique. La Commission observe que cela conduit à des débats parfois inefficaces.

La Commission recommande la mise en place d'un mécanisme plus favorable à une discussion sereine entre l'Andra et les producteurs dans le respect absolu du principe de constitution de provisions prévu par la loi.

Chapitre 2

FAVL

L'Andra vient d'entamer des recherches exploratoires afin de caractériser un éventuel site de stockage de déchets FAVL sur le territoire de la communauté de communes de Soulaines, dans l'Aube, où des séries argileuses tendres sont sub-affleurantes dans les parties basses de la topographie. Ces conditions de gisement d'argiles proches de la surface imposeraient donc d'y stocker les déchets sous couverture remaniée (SCR). A ce jour, aucune investigation nouvelle visant à identifier un site alternatif qui permettrait de stocker ces déchets sous couverture naturelle intacte (SCI) n'est en cours.

2.1 SITE FAVL ÉTUDIÉ

Les communes de Morvilliers et de la Chaîne, situées dans l'Aube, font partie de la communauté de communes de Soulaines et hébergent depuis 2003 le Cires (Centre Industriel de regroupement, entreposage et stockage), dédié à des déchets de très faible activité. Ce secteur de l'Aube est caractérisé par la présence, en surface ou à faible profondeur, des argiles à plicatules de l'Aptien (secteur oriental), surmontées plus à l'ouest par les sables verts de l'Albien, eux-mêmes recouverts par les argiles noires du Gault datées de l'Albien, dites argiles tégulines. L'ensemble de ces niveaux argileux est très peu déformé et possède des propriétés de confinement des radionucléides a priori intéressantes, tout en étant suffisamment épais pour y creuser un éventuel site de stockage pour les déchets FAVL.

Les recherches menées en 2014 et 2015 ont consisté à réaliser 7 forages carottés et à acquérir 120 km de profils de sismique réflexion 2D.

Ces premières reconnaissances ont permis de contrôler l'extension latérale des couvertures quaternaires qui masquent localement en surface les séries sédimentaires aptiennes et albiennes, et de construire des cartes d'épaisseur des niveaux cibles argileux. Leur composition minéralogique et chimique reste relativement homogène à l'échelle régionale, avec des teneurs en carbonate inférieures à 30 % et une porosité moyenne de 30 %.

Hormis au niveau du fossé de Soulaines, situé dans la partie méridionale du territoire communal, aucune faille importante n'a été observée sur le reste du périmètre d'investigation (moitié septentrionale).

Onze forages hydrogéologiques ont montré des transferts hydrauliques verticaux, descendants à l'est (zone de recharge), et remontants à l'ouest. Les sables verts albiens, situés entre les deux niveaux argileux investigués, font partie d'un aquifère important à l'échelle du Bassin de Paris, dit aquifère de l'Albien. Cet aquifère n'est que très peu exploité dans ce secteur mais sa situation de réserve stratégique d'eau potable pour la région parisienne exige que les études d'impact nécessaires soient entreprises.

La Commission recommande d'étudier les impacts éventuels qu'un stockage FAVL SCR aurait sur l'environnement. L'Andra devra caractériser en particulier les épaisseurs de garde d'argile indispensables, mais aussi les propriétés et les vitesses de transfert des radionucléides et de toute autre substance chimique soit vers la surface au travers de la couverture remaniée, soit vers les aquifères albien et aptien. Des analyses de sûreté pour divers scénarios d'évolution des nappes et des conditions redox, oxydantes ou réductrices, du milieu devront être conduites. Cette analyse de sûreté devra prendre en compte l'impact éventuel à l'échelle régionale sur le système aquifère, notamment l'Albien.

2.2 EVOLUTION GÉOLOGIQUE DU SITE FAVL

L'option de stockage SCR impose que l'on ait effectivement confiance dans sa pérennité pendant les millénaires à venir. L'Andra a donc entrepris des études détaillées sur l'évolution morphologique des versants au cours des dernières périodes climatiques du Quaternaire. Elle mène conjointement des simulations pour anticiper l'emplacement des zones qui seraient les plus sensibles à l'érosion ou au contraire propices au dépôt de nouveaux sédiments en tenant compte de différents scénarios d'évolution climatique.

La Commission sera attentive à l'avancée de ces recherches. La Commission rappelle qu'un site alternatif de stockage SCI pourrait devenir indispensable au cas où l'analyse scientifique montrerait des transferts de radionucléides et de substances chimiques vers la surface ou vers l'aquifère albien au-delà des normes. Un SCI s'avérerait également indispensable en cas de risque d'érosion trop rapide de la couverture remaniée.

2.3 CARACTÉRISATION DES DÉCHETS FAVL

L'inventaire des déchets FAVL (quantités, caractéristiques) présenté dans l'annexe X du rapport N°8 de la CNE et les directions des études pour les gérer restent, à quelques nuances près, d'actualité.

La R&D pour mieux caractériser ces déchets, essayer de les décontaminer, voire de les reprendre a progressé (Cf. annexe IX).

Les études réalisées par EDF avec la société Studsvik et le CEA (terminées en 2014) pour décontaminer ou brûler le graphite des empilements des réacteurs ont montré que la décontamination en ^{14}C n'était que partielle. Le procédé de réduction en cendres du graphite est abandonné et le stockage de ces cendres dans Cigéo n'est plus d'actualité.

Un procédé d'incinération/vitrification des boues bitumées classées FAVL par le CEA a peu de chances d'être économiquement viable. La seule perspective de gestion qui reste pour ces colis est de rejoindre la filière de gestion des déchets FAVL, c'est à dire pour l'instant un stockage SCR si celui-ci satisfait à l'analyse de sûreté.

La mise en œuvre de traitements des 8400 tonnes de résidus solides banalisés (RSB) entreposés en vrac sur le site de la Rochelle pour en extraire le thorium et les terres rares, ou encore pour les déshydrater, est susceptible d'en réduire le volume. La décision est repoussée à mi-2016. Solvay considère que ces déchets sont plutôt de type minier.

Les études de caractérisation supplémentaire pour définir les filières de stockage des déchets graphites, des résines échangeuses d'ions et des bitumes FAVL se poursuivent. La nouvelle méthodologie de la mesure de l'activité du ^{36}Cl dans les empilements de graphite permet maintenant de fixer l'inventaire en ^{36}Cl des déchets à stocker. L'estimation de l'activité alpha des déchets bitumés est également en cours de consolidation.

2.4 CONCLUSION

La gestion des FAVL qui n'iraient pas dans Cigéo repose pour l'essentiel sur la conception d'un SCR sur le site en cours d'investigation près de Soulaines. A cet égard, l'Andra doit remettre un rapport au gouvernement et à l'ASN mi-2015, mais elle poursuivra des études jusqu'en 2018. Elle sera ainsi en mesure de conduire une analyse de sûreté tenant compte des caractéristiques

consolidées des colis de déchets FAVL et des capacités de rétention/confinement de l'argile du site vis-à-vis des radionucléides et des substances chimiques.

La Commission recommande que les études en cours sur les déchets FAVL soient menées à terme le plus rapidement possible, afin que les producteurs et l'Andra puissent prendre en 2018 des décisions définitives quant au devenir de ces déchets. Elle attire l'attention sur la nécessité de la caractérisation des déchets au regard d'un risque de toxicité chimique.

La Commission renouvelle ses recommandations du rapport N°8 et rappelle que le concept de SCR reste fragile pour le stockage des radionucléides à vie longue car il ne comporte pas a priori les garanties offertes par la couverture naturelle d'un SCI.

Chapitre 3

DÉCHETS DE L'AMONT DU CYCLE : LE CAS DE MALVÉSI

Dans son rapport N°8 la Commission a fait un état des déchets produits par l'usine Comurhex de Malvési (Areva Malvési, Hérault) et de leur gestion, fondé sur les informations contenues dans l'inventaire national des déchets et le PNGMDR de 2012. Elle a visité en septembre 2014 les installations de traitement des effluents liquides, celles d'entreposage des déchets solides et la nouvelle usine Comurhex-II en voie de démarrage. Elle a obtenu des informations complémentaires et actualisées, tant sur la nature des déchets que sur leur gestion actuelle et la stratégie envisagée à plus long terme. Cette usine produit du tétrafluorure d'uranium, UF₄, de haute pureté avec une capacité nominale de 14 000 tonnes/an (Cf. Annexe IV).

3.1 GÉOLOGIE DU SITE DE MALVÉSI

Dans la perspective d'un éventuel stockage géologique *in situ*, Areva a confié au BRGM le soin de réaliser une synthèse géologique du secteur de Malvési. Cette synthèse prend en compte plusieurs profils sismiques et rassemble des données de forages qui apportent des compléments d'information importants par rapport aux données géologiques de surface et aux connaissances acquises par l'exploitation de carrières situées à proximité du site.

Le secteur est caractérisé par un ensemble de failles normales oligo-miocènes qui s'enracinent pour la plupart sur les évaporites du Trias et de chevauchements constitués de failles inverses à plus faible pendage, plus anciennes que les failles normales, synchrones de la formation des Pyrénées, encore bien visibles plus à l'ouest dans les Corbières. Les interactions entre ces différentes failles ont contrôlé la géométrie des bassins oligocènes, qui comprennent des strates rouges d'origine continentale, leur couleur provenant des conditions de dépôt en milieu oxydant, et des strates sombres déposées dans des conditions plus réductrices (présence de soufre natif anciennement exploité). La matière organique cénozoïque est encore peu enfouie et probablement immature. L'origine des bitumes rencontrés dans les fractures des carbonates mésozoïques sous-jacents pourrait donc être plus profonde. Ainsi, le Permien (Paléozoïque supérieur) est aujourd'hui reconnu comme la principale roche-mère mature du secteur, à l'origine notamment du seul champ pétrolier jamais exploité en Languedoc, à Gabian (où les huiles expulsées par le Permien ont été stockées dans des réservoirs triasiques gréseux situés sous le sel).

Les analyses géochimiques indiquent que les remontées artésiennes d'eaux hypersalines dans les calcaires mésozoïques affleurant à proximité du site de Malvési ont une origine météorique, l'eau de pluie s'infiltrant au niveau des points hauts des Corbières, lessivant ensuite en profondeur les couches de sel triasique, avant de ressurgir à la surface dans les points bas, les carbonates poreux et les failles assurant des drains verticaux localisés aux bordures des sous-bassins oligocènes.

La Commission recommande à Areva de poursuivre ses travaux de caractérisation du site, en précisant notamment les propriétés de confinement des séries oligocènes, ainsi que l'origine, les modalités et vitesses de transferts des fluides naturels du secteur.

3.2 GESTION DES DÉCHETS DE MALVÉSI

3.2.1 Déchets et effluents du procédé de fabrication de UF₄

Le procédé de production d'UF₄ conduit à la formation de plusieurs types de déchets solides : oxydes insolubles de dissolution du « yellow cake » (contenant 15 à 30 % d'éléments chimiques divers non radioactifs et 1 % de thorium dont ²³⁰Th) et autres solides résultant du traitement par la chaux du mélange de deux effluents liquides. Le premier provient de l'étape de purification de l'uranium – raffinats d'extraction de l'uranium par le tributyl phosphate (TBP), surnageant de précipitation du diuranate – et le second de l'étape de fluoration transformant le diuranate en UF₄ (solutions de lavage de divers gaz et d'acide fluorhydrique dilué). Les solides de neutralisation – désignés sous la dénomination de boues– sont des mélanges d'hydroxydes d'éléments lourds plus ou moins bien définis, de carbonate de calcium CaCO₃ et de fluorure CaF₂. Ces boues contiennent des traces d'uranium et de radioéléments naturels. Le surnageant de l'opération de neutralisation est un liquide riche en nitrates et autres composés solubles comme le carbonate de sodium, Na₂CO₃. La séparation solide-liquide et l'évaporation/concentration de la partie liquide ont lieu dans des bassins disposés en série.

Depuis 1960 l'usine a transformé plus de 400 000 tonnes d'uranium en UF₄. Areva estime le rendement global de récupération d'uranium à 99,83 %, ce qui laisse approximativement 700 tonnes d'uranium dans l'ensemble des déchets sur le site, essentiellement dans environ 300 000 m³ de boues. Le traitement d'une tonne d'uranium conduit à environ 4 à 5 m³ d'effluents. Entre 1960 et 1983 des lots d'UF₄ ont été produits à partir d'uranium de retraitement contenant comme impuretés des radionucléides artificiels (⁹⁹Tc, ^{238/241}Pu, ...) qui se retrouvent dans une partie des déchets solides et des solutions en évaporation.

38

3.2.2 Gestion des effluents par lagunage et des déchets solides par entreposage sur le site

Il existe sur le site (100 hectares) un ensemble de bassins répartis sur 30 hectares. Les bassins B3, B5 et B6 étanches sont pour la décantation de la fraction solide et les bassins B7 à B12 pour l'évaporation. Tous ces bassins sont des ICPE (Installation classées pour l'environnement). Depuis le début de la production d'UF₄ une très importante partie des boues (environ 280 000 m³) a été stockée dans les anciens bassins B1 et B2. Ceux-ci ont également reçu divers matériaux à partir de 2004 à la suite d'un réaménagement motivé par un glissement de terrain ayant affecté les digues. Ces bassins ont ensuite été recouverts d'une couche de matériaux naturels.

Sur l'emprise de B2, il existe une réserve qui contiendra les résidus solides des bassins B3, B5 et B6. Les bassins B1 à B6 ont été aménagés sur des résidus et des stériles d'une ancienne mine de soufre, lesquels ont été, pour partie, contaminés par des radionucléides provenant des bassins B1 et B2 non étanchés.

Tous les dépôts de déchets solides, présents et à venir, qui concernent les bassins B1 et B2 et l'emprise en attente, seront inclus dans l'INB Ecrin (Entreposage confiné des résidus issus de la conversion). L'INB et les bassins B3, B5 et B6 sont entourés depuis 2012 par un dispositif de ceinture hydraulique protégeant les eaux souterraines.

Les bilans massiques et radiologiques des déchets (contenus dans et sous les bassins) sont donnés dans l'annexe IV.

3.2.3 Classification des déchets solides, inventaires historiques et prospectifs

Les déchets solides qui ont déjà été produits ou qui le seront avant la mise en route de la nouvelle usine Comurhex-II iront rejoindre dans l'INB Ecrin les déchets qualifiés d'historiques par Areva. Leurs caractéristiques physiques (déchets en vrac), chimiques (compositions mal définies) et radiologiques (radionucléides naturels et artificiels) et surtout les volumes en jeu ne permettent pas de les accepter dans l'un des centres de stockage de déchets opérationnels ou en projet.

Leurs activités massiques sont en général supérieures à celles des déchets radifères FAVL et se situent dans la fourchette de celles des résidus miniers si l'on s'en tient aux radionucléides naturels, mais une part importante est contaminée en radionucléides artificiels. Leur quantité est comparable à celles de petits stockages de déchets miniers. Aussi l'autorité publique a-t-elle demandé à Areva d'envisager pour ces déchets (et ceux à venir) une gestion particulière *in situ* à court et à long terme (arrêtés PNGMDR 2010-2012). C'est pourquoi les déchets de Malvési (Areva) ne sont pas comptabilisés parmi les déchets FAVL.

3.2.4 Gestion à court terme – INB Ecrin

Dans l'immédiat, Areva doit poursuivre la réalisation d'Ecrin afin de confiner durablement la radioactivité des déchets historiques solides. Il convient de regrouper les déchets solides des bassins B3 à B6 à l'intérieur du périmètre de l'INB (alvéole à construire sur l'emprise de B2), de consolider et remodeler le tout, puis de poser sur les déchets entreposés une couverture bitumineuse multicouche (fin prévue en 2017). L'emprise des bassins B3 à B6 vidés sera utilisée pour entreposer les déchets de Comurhex-II.

3.2.5 Gestion à moyen terme

Areva a conduit des recherches pour mettre en place trois innovations conduisant à une économie de réactifs, une diminution de la quantité de déchets et une meilleure gestion des déchets. Il s'agit du traitement des effluents nitrates et de la séparation du flux d'effluent de purification de celui de fluoration. Comurhex-II a une capacité nominale de 21 000 tonnes/an d'UF₄.

La neutralisation séparée des flux de procédés (purification et fluoration) conduira d'une part à des colis de solides radioactifs déshydratés ou secs confinant les radionucléides des boues et à des fluorines (CaF₂). Les premiers seront entreposés dans des casemates à construire sur les emplacements libérés des bassins B3 à B6. Les fluorines pourront rejoindre la filière TFA.

Areva travaille sur le projet TDN (traitement des nitrates entre 2018 et 2050) qui vise à reprendre les 450 000 m³ d'effluents liquides des bassins B7 à B12 et à traiter en ligne les nouveaux effluents. A terme, ces nitrates seront convertis en déchets solides TFA (silico-aluminates confinant les radionucléides) mis en big-bags et en effluents gazeux (CO₂, N₂, H₂O) pouvant être rejetés dans l'environnement.

3.2.6 Gestion à long terme

Les modifications du procédé et la mise en route de Comurhex-II doivent réduire les quantités de déchets à venir. Pour autant les volumes attendus restent considérables. Areva les estime à l'horizon 2050, de façon enveloppe, et sur la base du procédé actuel, à 200-300 000 m³ de boues déshydratées (250-500 Bq/g, U et ²³⁰Th) et à 110-140 000 m³ de nitrates solides (environ 10 Bq/g, U, ²³⁰Th et ⁹⁹Tc). Ces quantités, probablement surévaluées, pourraient évoluer à la baisse lorsque les procédés et les déchets seront mieux caractérisés.

Ainsi au total, vers 2050, près d'un million de mètres cubes de déchets radioactifs de typologies variées seront entreposés sur le centre de Malvési et risquent d'y être stockés, pour une activité estimée aujourd'hui à 180 TBq, auxquels il faut ajouter 1 300 000 m³ de déchets et stériles miniers de soufre dont une partie est contaminée.

Areva a donc examiné la faisabilité d'un stockage de l'ensemble des déchets avec l'obligation de fournir aux autorités un rapport d'avancement fin 2014 et un dossier d'études de faisabilité pour fin 2017. Plusieurs options sont envisagées : tumulus sous couverture ouvragée multicouche couvrant l'emprise du site actuel ou bien stockage à faible profondeur (entre 20 et 40 m), soit dans l'ancienne mine de soufre attenante au site (sous couverture multicouche), soit dans les marnes oligocènes formant le substratum du site (sous couverture remaniée). Ces études sont conduites selon les recommandations d'un groupe d'experts internationaux.

3.2.7 Commentaires de la Commission

La Commission considère que la R&D et les réalisations entreprises par Areva vont dans le sens d'une meilleure gestion des déchets du procédé de fabrication d'UF₄. A terme, il ne devrait exister que des déchets solides. La stabilité des déchets à venir et leur pouvoir de confinement des radionucléides pourront être établis sans trop d'incertitudes. En revanche, les caractéristiques définitives des déchets historiques en vue d'un stockage seront plus difficiles à établir.

La Commission recommande de suivre l'évolution de la minéralogie des déchets historiques et leur comportement vis-à-vis de la lixiviation tout comme on le fait pour les résidus de traitement des minerais d'uranium stockés sur les sites miniers.

En raison des quantités de déchets mises en œuvre, le site de stockage doit se situer à proximité immédiate de Comurhex. Le calcul d'impact pour conduire l'analyse de sûreté devra tenir compte des fortes contraintes géologiques et hydrologiques (épaisseur des séries oligocènes et géométrie de leur substratum, distribution des failles majeures et des paléo-karsts, origine des eaux salines constituant des résurgences autour des points hauts de carbonates mésozoïques, origine des bitumes et du soufre natif rencontrés localement dans les séries oligocènes).

En vue d'adapter le concept aux contraintes locales, la Commission souligne l'importance qu'il y a à bien connaître :

- *les termes sources radiologiques et chimiques,*
- *le contexte géologique et géodynamique,*
- *les impacts d'origine climatique possibles à moyen et long terme,*
- *le comportement des radionucléides et des éléments chimiotoxiques au sein des déchets et de l'environnement.*

Dans un souci de cohérence de la gestion des déchets à l'échelle nationale, la Commission souhaite connaître les critères de choix des sites et d'acceptation des colis en stockage qui seront retenus. Elle souhaite savoir comment l'Andra, Agence Nationale, interviendra dans la création d'un éventuel stockage sur site.

Chapitre 4

DÉMANTÈLEMENT

4.1 PANORAMA DES INSTALLATIONS CONCERNÉES

Les installations concernées par des opérations de démantèlement en cours sont :

- réacteurs à l'arrêt gérés par EDF : 6 réacteurs uranium naturel graphite-gaz (UNGG), 1 réacteur à eau lourde, 1 REP et 1 RNR ;
- les installations du cycle du combustible exploitées par Areva ;
- des installations de recherche qui dépendent du CEA : pilotes et installations de retraitement (Marcoule, Fontenay-aux-Roses), installations militaires (propulsion navale), ateliers.

En parallèle à ces opérations, EDF a engagé une réflexion visant à mettre au point une stratégie globale de démantèlement des REP en s'appuyant sur le retour d'expérience des opérations en cours.

4.1.1 Démantèlement des réacteurs : la première génération

Le démantèlement des réacteurs s'inscrit dans un cadre réglementaire et financier où chaque exploitant est responsable des opérations nécessaires jusqu'au déclassement du site et à sa suppression de la liste des INB. La déconstruction consiste à évacuer le combustible, puis à démonter et évacuer les gros équipements, éliminer la radioactivité dans tous les locaux, contrôler puis démolir les bâtiments et enfin déclasser l'installation. Ces opérations font l'objet d'autorisations administratives. Elles sont coordonnées par EDF au sein du Ciden et elles sont réalisées sous le contrôle de l'ASN.

Les programmes de déconstruction en cours concernent 9 réacteurs arrêtés entre 1973 (Chinon A1 – UNGG) et 1998 (Creys-Malville – RNR). Le taux d'avancement de l'ensemble des opérations est supérieur à 43 %, les réacteurs de Brennilis (eau lourde), Creys Malville (SPX) et Chooz A (REP dont le décret d'autorisation pour le démantèlement complet date de 2007) sont actuellement démantelés à plus de 50 %. Pour cette dernière centrale, le chantier entre dans sa dernière phase avec le démantèlement prochain de la cuve du réacteur.

Concernant les réacteurs UNGG, l'enjeu principal réside dans l'identification d'une filière de stockage du graphite, fonctionnelle à l'horizon 2025. La mise en place d'une telle filière repose sur la démonstration de l'acceptabilité des graphites en site de stockage FAVL. L'inventaire en ^{36}Cl et ^{14}C des graphites est actuellement précisé par EDF et le CEA. EDF a mis au point une méthode d'inventaire statistique (Cf. rapport N°8) qui est en cours d'instruction par l'IRSN. Par ailleurs, EDF et le CEA ont analysé l'ensemble des mesures effectuées sur les déchets de graphite. Cette inter-comparaison a permis de revoir à la baisse l'inventaire radiologique total en ^{36}Cl .

La Commission prend acte de l'avancement satisfaisant des travaux permettant de préciser l'inventaire des graphites issus du démantèlement des réacteurs UNGG. Elle constate que les modalités de stockage de ces déchets classés FAVL restent à définir.

4.1.2 La deuxième génération : les REP actuellement en fonctionnement

Les réflexions sont engagées par EDF-Ciden autour de la déconstruction d'un REP en intégrant le retour d'expérience obtenu lors du démantèlement de la première génération de réacteurs. Il s'agit de consolider une séquence d'opérations et l'estimation du coût pour de futurs démantèlements. Les études visent à :

- éliminer au mieux les risques vis-à-vis de l'environnement et du personnel impliqué tout en maîtrisant le coût du projet ;
- planifier une mise hors-service progressive pour libérer au plus vite des zones prêtes à être déconstruites ;
- optimiser les techniques de démantèlement et la gestion des déchets, en envisageant en particulier de réduire le volume des TFA par une meilleure valorisation des câbles électriques, aciers et gravats.

EDF a la volonté de standardiser autant que possible le démantèlement et la gestion des déchets à venir pour profiter de l'effet de série du parc REP. D'ores et déjà ces études indiquent que la préparation d'un dossier de démantèlement nécessitera au moins 5 ans. Pour profiter des compétences disponibles en exploitation, l'évacuation du combustible pourrait être réalisée en condition d'exploitation de l'installation et durerait environ 5 ans.

Enfin, une certaine vigilance doit être accordée à l'évolution des référentiels au vu de la quantité importante des déchets à produire.

La Commission prend acte de la stratégie d'EDF qui vise, au-delà du démantèlement des réacteurs de première génération, à minimiser les déchets de démantèlement des REP du parc nucléaire actuel. La Commission souhaite que les études qui se mettent en place pour identifier les déchets TFA issus des REP et optimiser leur gestion soient consolidées et intensifiées.

4.1.3 L'usine Georges Besse d'Eurodif

Cette usine a été exploitée pendant 33 ans par Areva. Elle assurait l'enrichissement de l'uranium pour la fabrication des combustibles des réacteurs nucléaires civils. Répartie sur 19 ha, elle se caractérise par une taille hors norme avec 1400 étages de diffusion et plus de 1300 km de tuyauteries, soit environ 200 000 tonnes d'équipements métalliques à démanteler.

En phase de fonctionnement, la charge en uranium de l'installation pouvait aller jusqu'à 3000 tonnes d'UF₆. Il reste actuellement environ 300 tonnes ; la première phase de démantèlement consiste en un rinçage des installations destiné à récupérer l'uranium, le programme Prisme. Ce programme a pour objet d'extraire l'uranium qui pourrait être valorisé par la suite, mais aussi de réduire significativement l'inventaire radiologique des équipements en vue d'optimiser la future gestion des déchets. Cette opération devrait durer 3 ans.

La deuxième phase de démantèlement des installations consistera à déposer les équipements puis à séparer les parties métalliques afin de les compacter. Cette opération générera environ 150 000 tonnes d'acier de nuance relativement homogène. Elle durera une dizaine d'années et devrait aboutir à une réduction du volume des équipements d'un facteur 4 à 5.

Compte tenu de la relative homogénéité des déchets métalliques, de leur volume, même après compaction, et des problèmes liés à la capacité de stockage des sites TFA et FAVL, Areva étudie, sur le site du Tricastin, la possibilité de fusion/recyclage des déchets métalliques. Le principe consisterait à réaliser une fusion des aciers contaminés permettant de séparer l'acier des contaminants, ces derniers devenant ensuite des déchets TFA (Cf. la pratique suédoise décrite dans le chapitre 6 et dans l'annexe IX). L'acier ainsi obtenu pourrait être réemployé dans la filière de stockage des déchets, par exemple pour la réalisation de colis.

Pour un volume initial de l'ordre de 900 000 m³, les opérations de traitement, puis de recyclage des aciers aboutiraient à un volume final de TFA à stocker très inférieur (estimation actuelle inférieure à 90 000 m³).

4.2 LES FILIÈRES DE STOCKAGE DES DÉCHETS

Mis à part les graphites issus des UNGG, les déchets produits seront majoritairement des déchets TFA et des déchets de faible à moyenne activité à vie courte (FMAVC). Les démantèlements à venir vont générer des quantités de déchets très supérieures à celles produites jusqu'à maintenant (Cf. annexe IX). C'est pourquoi l'Andra réalise un inventaire des capacités volumiques et radiologiques des centres de stockage de surface tout en envisageant les actions possibles permettant d'augmenter leurs capacités.

4.2.1 La filière des déchets de faible à moyenne activité à vie courte (FMAVC)

La perspective de production des déchets FMAVC, selon les éditions successives de l'inventaire national, ne fait pas apparaître de saturation du centre de stockage de l'Aube (CSA), créé en 1992 pour 30 ans. Fin 2013, 280 000 m³ ont été stockés pour une capacité de 1 000 000 m³. La capacité restante est supérieure aux besoins initialement planifiés, en raison d'une réduction très significative du volume de déchets (en particulier avec la création de la filière TFA). En terme radiologique, l'élément dimensionnant est le ³⁶Cl, ce qui requiert une identification soignée de chaque déchet et de son activité.

Selon l'Andra, le CSA devrait pouvoir absorber les déchets produits par l'exploitation et le démantèlement des installations nucléaires aujourd'hui en fonctionnement ou dont la construction a été décidée. D'après l'inventaire national 2015, la totalité des déchets FMAVC à terminaison est estimée à 1 900 000 m³ qui intègre le contenu du centre de stockage de la Manche (CSM).

4.2.2 La filière des déchets de très faible activité (TFA)

Le centre de stockage TFA du Cires a une capacité de 650 000 m³. Mis en service en 2003 pour une période de 30 ans, il accueillait, fin 2013, 250 000 m³ de colis de déchets.

Depuis sa mise en service, les prévisions de stockage ont été constamment revues à la hausse du fait du renforcement des objectifs d'assainissement des installations en cours de démantèlement. D'après l'inventaire national 2015, la totalité des déchets TFA à terminaison est estimée à 2 200 000 m³, soit près de quatre fois la capacité prévue pour le Cires. Toujours d'après l'inventaire national 2015, la capacité de stockage du Cires sera atteinte en 2020.

Même s'il est envisageable de porter la capacité du Cires à 900 000 m³, ces prévisions imposent d'une part l'obligation de création d'un nouveau centre de stockage à l'horizon 2020-2030, et d'autre part, la nécessité de mieux maîtriser les volumes des déchets TFA.

4.3 MAÎTRISER LE VOLUME DES DÉCHETS DE DÉMANTÈLEMENT – ENJEUX ET RISQUES

Etant donné le grand volume de déchets à venir, leur inventaire prévisionnel le plus réaliste possible au regard des réglementations en vigueur est un enjeu majeur.

L'inventaire fait l'objet de travaux en cours. Les déchets issus du démantèlement devraient représenter fin 2030 plus d'un tiers des déchets TFA et FAVL produits (soit par comparaison autant que les TFA et un tiers des FAVL produits jusqu'en 2010) et plus de 10 % des FMAVC. L'inventaire est constitué en grande partie de métaux et gravats.

Le risque d'une forte augmentation des volumes à stocker est réel en regard des objectifs ultimes d'assainissement qui pourraient être fixés à l'avenir. Ainsi, le principe d'un site d'enfouissement unique et dédié ne serait plus nécessairement pertinent. Le transport de ces déchets (principalement

les gravats) par voie routière imposerait des nuisances sur l'environnement ainsi que d'importantes contraintes de sécurité et de traçabilité. La question se pose alors de stocker les déchets les moins actifs sur les sites de démantèlement eux-mêmes. Toutefois, le stockage des déchets sur un site de démantèlement impose la réalisation d'une installation spécialement aménagée, aux caractéristiques similaires à celles des sites de stockage TFA actuels. Une telle configuration ne peut être envisagée qu'au cas par cas ; cela requiert des propriétés physiques du sous-sol adéquates, l'acceptation des parties prenantes ainsi que l'accord des autorités de sûreté.

Compte tenu des capacités de prise en charge des déchets TFA au regard des quantités à venir, la Commission demande l'élaboration d'un schéma industriel permettant de répondre à ces besoins. Elle recommande de poursuivre la recherche de pistes d'optimisation dans le respect des contraintes réglementaires actuelles et d'évaluer les nuisances environnementales et les risques qui pourraient découler des options choisies en tenant compte notamment de ceux inhérents au transport des déchets.

Le recyclage des matières valorisables extraites des déchets de démantèlement est une piste à privilégier en application des principes fondamentaux du code de l'environnement et dans le cadre d'une démarche de développement durable. Cette pratique est courante pour les déchets conventionnels. Pour ce qui concerne les déchets issus du démantèlement des installations nucléaires, le recyclage envisagé en France est strictement limité à une valorisation au sein des installations nucléaires de base.

44

Une étude portant sur l'intérêt et la faisabilité technico-économique d'une telle valorisation a été demandée dans le cadre du PNGMDR en 2012. Celle-ci vise principalement le recyclage des déchets métalliques de faible activité et les matériaux concassés. Ces déchets pourraient trouver une utilité pour la réalisation des sites de stockage, par exemple Cigéo, et pour le remplissage des alvéoles ou la réalisation de colis.

- Le potentiel offert par les besoins de remplissage du Cires permettrait d'absorber plus de 10 000 m³ par an de matériau finement concassé. Les opérations permettant le concassage demandent des installations particulières dont la faisabilité et la sûreté restent à évaluer.
- Le recyclage des déchets métalliques TFA par fusion fait actuellement l'objet de premières études, avec une application visée sur le site Georges Besse qui présente l'avantage d'une certaine homogénéité des produits à traiter. Elle reposerait sur la création d'installations industrielles de fonderie et de laminage dédiées pour des raisons de traçabilité du devenir des déchets. La viabilité économique du recyclage de déchets métalliques par une filière spécifique reste à établir.

La logique française de gestion des déchets provenant des installations nucléaires, pourrait conduire à stocker des éléments potentiellement valorisables sur les sites d'enfouissement des TFA. Selon l'Andra, plus de 30 % des déchets déclarés comme TFA pourraient être exempts de toute radioactivité artificielle. Ces données, si elles venaient à être confirmées, plaident pour la libération de certains lots de déchets en vue de leur valorisation dans des filières conventionnelles.

Le recyclage des déchets provenant d'installations nucléaires avec libération dans le domaine conventionnel est pratiqué aujourd'hui en Europe. Il est réglementé par une directive (96/29 Euratom du 13 mai 1996) ainsi que par des recommandations techniques associées. Ce recyclage concerne le champ des matériaux métalliques au sein de filières de fusion dédiées. Il a été mis en application en Allemagne (Siempelkamp) et en Suède (Studsvik), où environ 3000 tonnes de déchets métalliques sont traitées par an (Cf. chapitre 6). Le recyclage de ces métaux est conditionné par des règles particulières. En Suède, les métaux destinés à un usage conventionnel ne peuvent contenir plus de 10 % de métaux provenant du recyclage de ceux de la filière nucléaire. Ainsi certains pays d'Europe

pratiquent une libération contrairement à la réglementation française mais la France importe déjà couramment des produits contenant des métaux recyclés de la filière nucléaire.

Le contrôle de la radioactivité des matériaux avant libération nécessite suffisamment de garanties, sans lesquelles le principe même de l'existence d'un seuil de libération ne pourrait pas être envisagé.

La Commission souhaite connaître quelles études et recherches ont déjà été entreprises par les producteurs de déchets sur la mesure de très faibles radioactivités de radionucléides contenus dans d'importantes quantités et variétés de matériaux. Ces études et recherches constitueraient un support utile aux réflexions du groupe de travail mis en place par l'ASN sur le principe d'un seuil de libération en regard des pratiques européennes.

L'optimisation des déchets produits par le démantèlement repose en bonne partie sur des actions de R&D.

L'appel à projets lancé par l'Andra fin 2014 aborde l'optimisation de l'ensemble de la chaîne de gestion des déchets (caractérisation, tri, recyclage, valorisation, logistique, dimension sociétale). Les innovations qui en découleraient pourraient permettre l'émergence de nouvelles techniques et surtout l'occasion d'élargir les partenariats de l'Andra (producteurs de déchets, opérateurs de démantèlement -ETI, PME- monde académique).

La Commission souhaite être informé des projets de recherche retenus à l'issue de cet appel à projets afin d'évaluer si les études et recherches menées dans le cadre de cet appel, coordonnées avec celles menées par les producteurs et par l'Andra, couvrent toutes les dimensions de l'optimisation. Elle souhaite être informée de l'avancement de ces projets.

Chapitre 5

SÉPARATION ET TRANSMUTATION

5.1 LE CONCEPT DE RÉFÉRENCE D'ASTRID ET LE CONTEXTE GÉNÉRAL DE SON DÉVELOPPEMENT

5.1.1 Cadre institutionnel

La loi du 28 juin 2006 définit un programme de recherche sur la gestion de l'ensemble des matières et des déchets radioactifs (articles 3 et 4). Elle dispose que les études sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue doivent être conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires.

Les études sur les réacteurs sont essentiellement conduites par le CEA en association avec les acteurs de l'exploitation de l'énergie nucléaire EDF et Areva et des acteurs de la recherche publique (CNRS, universités, ...). Elles ont pour but de développer une gestion durable des matières et des déchets radioactifs. Cette gestion prévoit l'utilisation du plutonium associé à de l'uranium comme combustible dans de nouveaux réacteurs à neutrons rapides (RNR). Elle implique, à terme, de fermer le cycle du combustible du parc de REP actuellement en service ainsi que celui de tout parc ultérieur de même puissance en recyclant le plutonium en totalité. Enfin, les études concernant la séparation des actinides mineurs en vue de leur transmutation, visent à apporter une diminution significative de la radiotoxicité des déchets.

Des organismes de recherche (CNRS, universités françaises, SCK-CEN en Belgique) explorent les possibilités que pourraient offrir une filière au thorium ou le couplage d'accélérateurs avec des réacteurs (ADS) pour produire de l'énergie et transmuter les éléments radioactifs à vie longue (Cf. annexe X).

Fin 2012, le CEA a remis à l'État le bilan de ses E&R sur le développement de RNR et sur la séparation-transmutation des actinides mineurs et il a consolidé depuis les orientations de ce bilan.

Le CEA s'est vu confier le développement et la maîtrise d'ouvrage d'un démonstrateur technologique Astrid, RNR de quatrième génération, refroidi au sodium (RNR-Na), utilisant comme combustible du plutonium et de l'uranium appauvri et étant. La R&D conduite par le CEA porte aussi sur le cycle des matières, uranium et plutonium, puisque dans les concepts de RNR (iso-générateur ou surgénérateur, voire sous-générateur) le recyclage de ces matières est un impératif. Le retour d'expérience acquis en France et dans les autres pays du Forum Génération-IV sur les RNR-Na est important.

5.1.2 Le réacteur Astrid : des innovations pour utiliser le plutonium

Dans l'hypothèse où des RNR pourraient progressivement remplacer les REP actuels, Astrid, prototype de ces réacteurs, doit démontrer qu'un certain nombre d'innovations permettront d'atteindre un degré de sûreté supérieur à celle des réacteurs de Génération III et d'intégrer le retour d'expérience de Fukushima. Ces innovations sont :

- la mise au point (brevet) d'un cœur à faible coefficient de vidange (CFV),
- une diminution significative du risque de réaction sodium-eau ou sodium-air grâce à des générateurs de vapeur modulaires ou bien un système de conversion d'énergie à gaz (collaboration avec ALSTOM),
- un récupérateur de corium interne à la cuve principale,
- des systèmes complémentaires d'évacuation de la chaleur résiduelle,
- des progrès majeurs dans l'instrumentation pour la surveillance en continu du cœur et des circuits des composants contenant le sodium,
- la détection des fuites de sodium et des réactions sodium-oxygène.

Le concept d'Astrid fondé sur ces innovations devra être soumis à l'ASN pour validation. Certaines orientations de sûreté ont déjà été analysées par l'ASN.

Ces innovations représentent une avancée majeure concernant de futurs RNR de Génération-IV à sûreté renforcée. Le système de conversion de l'énergie (SCE) à gaz, qui évite tout contact sodium-eau constituerait un saut technologique en rupture totale avec le SCE classique à vapeur d'eau.

La Commission recommande que la R&D sur les échangeurs sodium-gaz et sur le couplage d'Astrid à des turbines à gaz soit intensifiée.

Comme cela a été exposé lors de l'audition du 12 Mars 2015 en présence de ses partenaires EDF et Areva, le CEA propose un dimensionnement d'Astrid à 600 MWe avec les arguments ci-après.

- Astrid aura une double fonction : irradiateur et démonstrateur. En tant qu'irradiateur Astrid doit pouvoir valider les matériaux de structure et les combustibles permettant la fabrication de ses cœurs successifs ; en tant que démonstrateur, il doit permettre une extrapolation des données de sûreté aux réacteurs industriels d'au moins 1000 MWe.
- Il faut pouvoir déterminer la forme du flux de neutrons pour le nouveau concept de cœur CFV pour une taille minimum permettant ultérieurement une extrapolation pour des puissances de 1000 à 1500 MWe.
- L'iso-génération (on produit autant de Pu qu'on en consomme) n'est possible avec un cœur hétérogène qu'au-delà d'une certaine puissance pour maintenir l'équilibre en Pu.
- La transmutation en mode hétérogène d'actinides mineurs exige un flux de neutrons important en limite extérieure du cœur, ce qui ne peut être obtenu qu'avec une puissance significative.
- Le couplage au réseau d'un réacteur d'une puissance de 600 MWe permettrait de financer en partie son fonctionnement.

5.1.3 Partenariats industriels et collaborations

Ces dernières années le CEA a intensifié ses partenariats industriels et ses collaborations pour la R&D.

- Astrid bénéficie du label « Investissements d'avenir » ce qui implique que les partenaires apportent, au moins partiellement, un financement sur fonds propres, avec notamment 13 partenaires en ingénierie (développement des grands composants, des matériaux de cœur et de structure, qualification par rapport à l'échelle TRL, R&D sur la sûreté, ...). Ce consortium permet d'assurer la prise en compte, dès la conception, des préoccupations industrielles ; il permet également l'assurance d'un engagement à long terme du consortium dans le projet.
- De nombreuses collaborations internationales ont été fermement établies avec plusieurs pays et notamment avec les membres du forum international Génération-IV : Russie (utilisation d'installations pour irradiation), Etats-Unis (benchmark sur les calculs du cœur CFV), Japon (accord-cadre pour la R&D en soutien d'Astrid et accidents graves), Allemagne, Italie, Espagne, Suisse, Commission Européenne, Royaume-Uni et Suède (R&D concernant la sûreté, l'instrumentation, la modélisation de séquences accidentelles, la corrosion...).

5.1.4 Le programme Astrid

Ce programme inclut le réacteur et toutes les études annexes -préalables ou parallèles - aux développements qui suivront sa mise en service pour atteindre les objectifs fixés par la loi.

a) Séparation-transmutation

Le CEA et Areva maîtrisent le retraitement industriel du plutonium du combustible usé UOx, c'est à dire la séparation de l'uranium, du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission. Le plutonium ainsi séparé ne peut être recyclé qu'une seule fois dans un REP en raison de la modification de sa composition isotopique. En revanche, les RNR peuvent fonctionner avec du plutonium, quelle que soit sa composition isotopique, ce qui autorise le multi-recyclage du Pu. La R&D vise donc la mise au point des procédés indispensables pour conduire au multi-recyclage industriel du plutonium et de l'uranium, dans le cycle du combustible RNR. Elle vise aussi le multi-recyclage de l'américium nécessaire pour sa transmutation.

Astrid qui utilise de l'uranium appauvri résultant de l'enrichissement (450 000 tonnes disponibles en 2040) et du plutonium issu du traitement des combustibles usés UOx, MOx-REP et MOx-RNR en sera le premier bénéficiaire.

La séparation de ces éléments à partir du combustible usé quel qu'il soit intervient aux étapes clefs pour permettre la mise en œuvre d'Astrid :

- pour traiter d'abord les combustibles MOx-REP afin d'en extraire le plutonium et de fabriquer le premier cœur d'Astrid ainsi que ses recharges ;
- pour démontrer ensuite qu'Astrid peut recycler du Pu de MOx-REP, puis son propre Pu (provenant de MOx-RNR) et donc mettre au point un traitement industriel spécifique du combustible RNR usé.

En termes de séparation et de fabrication du combustible RNR, il existe déjà une expérience industrielle significative. Elle provient à la fois de la fabrication des combustibles RNR de Rapsodie, de Phénix (PX) et de Superphénix (SPX) ainsi que du retraitement de MOx-REP (73 tonnes traités dans les usines d'UP2 à La Hague) et du traitement de combustibles MOx-RNR issus de Rapsodie et de Phénix traités dans UP2.

En étroite concertation, le CEA et Areva prévoient, pour accompagner la R&D d'Astrid, d'utiliser les installations existantes de La Hague et de Marcoule. Cette approche permettra de consolider les procédés, de définir la capacité et l'emplacement optimal des futurs ateliers de traitement et de fabrication du combustible pour Astrid et pour un éventuel parc ultérieur comportant des RNR.

b) Scénarios

Partageant l'intérêt pour un cycle fermé du combustible et pour une gestion durable des matières grâce à l'utilisation de RNR, Areva, CEA, et EDF poursuivent les études de divers scénarios pour la mise en œuvre de RNR.

Les hypothèses retiennent : une puissance nucléaire installée constante (environ 63 GWe) avec une exploitation durant 60 ans d'EPR de 1530 MWe et de RNR de 1000 ou de 1450 MWe. Pour fixer les idées, plusieurs étapes sont envisagées. Tout d'abord la mise en service d'Astrid vers 2025, puis la mise en œuvre de quelques RNR permettant de stabiliser le stock de MOx-REP. L'étape suivante, au-delà de 2050, prévoit un parc constitué par 40 % de RNR, cette configuration permet le multi-recyclage du plutonium et surtout stabilise le plutonium engagé dans le combustible usé. La dernière étape correspond à un parc comportant au moins 70 % de RNR tant que les EPR sont fonctionnels. En fin de vie, les EPR sont remplacés par des RNR. Le fonctionnement d'un parc de RNR ne requiert plus l'utilisation d'uranium naturel.

Les études portent surtout sur les besoins pour passer d'une étape à la suivante, ce qui nécessite d'adapter continuellement le cycle du combustible pour sécuriser l'approvisionnement des RNR.

Le résultat des simulations montre que la maîtrise du multi-recyclage du Pu dimensionne les installations du cycle du combustible (émissions de neutrons et de chaleur par le ^{238}Pu et l' ^{241}Am à toutes les étapes) et que le recyclage de l'américium nécessitera des ateliers adaptés. Ces résultats sont importants pour orienter dès maintenant la R&D et fixer un éventuel planning de réalisation des futures installations de retraitement du combustible RNR et du combustible de transmutation de l'américium. Un rapport est attendu en juillet 2015.

c) Déchets d'un parc de réacteurs à neutrons rapides et fermeture du cycle

Des études sont en cours pour permettre une évaluation comparative des déchets issus d'un parc exclusivement constitué de REP ou de RNR. Les premières estimations font apparaître que le parc de RNR produit significativement moins de TFA et de FMAVC, par contre le volume des MAVL, constitués essentiellement par les structures d'assemblage et des déchets métalliques, augmentent d'environ 70 %. En l'absence de transmutation, les quantités de déchets HAVL (colis de déchets vitrifiés) liées à l'exploitation de RNR électrogènes sont comparables à celles produites dans les REP. En cas de transmutation avec des RNR électrogènes dédiés, elles dépendent de la gestion de l'américium.

d) Transmutation

Le CEA poursuit la R&D concernant la séparation et la mise en forme des actinides mineurs, en particulier l'américium, pour étudier les conditions de leur possible transmutation. L'installation Atalante de Marcoule permettra la fabrication d'aiguilles contenant quelques dizaines de grammes d'américium pour être irradiées à l'horizon 2040 dans Astrid. Après examen en laboratoires chauds et qualification, la fabrication puis l'irradiation d'aiguilles contenant de plus en plus et jusqu'à plusieurs kilos d'américium permettra de tester de façon progressive la faisabilité technique de la transmutation pour aller vers la faisabilité industrielle.

e) Fin du cycle RNR

La mise en œuvre d'Astrid doit également permettre d'étudier la consommation du Pu existant lorsqu'est décidée la fin d'un parc de RNR. C'est l'objet des études en cours, notamment à Cadarache. Elles visent à définir les conditions de fonctionnement du cœur CFV utilisé pour l'iso-génération, pour brûler un combustible de type Capra (consommation accrue de plutonium dans les rapides) à très forte teneur en plutonium. Cette technique mise en œuvre dans un nombre suffisant de réacteurs sous-générateurs permettrait la consommation de 50 % du stock final de plutonium tous les 50 ans avec un parc de RNR qui resterait électrogène. L'autre possibilité étudiée au niveau européen dans le cadre du projet Myrrha serait d'utiliser des ADS (Cf. annexe X).

50

La Commission prend acte de :

- *la réaffirmation par le CEA, Areva et EDF de la volonté de développer le réacteur Astrid comme un démonstrateur de réacteur électronucléaire de Génération-IV ; cette volonté est affirmée par la signature d'accords tripartites ou bilatéraux et dans le cadre du contrat cadre CEA-Etat ;*
- *la consolidation du concept d'Astrid en arrêtant les options structurantes et les premières orientations de sûreté ;*
- *la participation de nombreux industriels au projet ;*
- *la consolidation des collaborations nationales, européennes et internationales.*

5.2 RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT

5.2.1 Collaborations et contraintes

La réalisation d'Astrid implique une forte rupture conceptuelle et technologique par rapport à phénix (PX) et superphénix (SPX) et par rapport aux autres RNR-Na en opération ou en construction dans le monde. Pour relever ce défi le CEA peut s'appuyer sur le retour d'expérience (REX) français de la construction et de l'exploitation de ces deux réacteurs et sur le REX mondial sur les RNR-Na fondé sur 400 ans-équivalents d'exploitation de ce type de réacteurs.

La recherche fondamentale, en amont de la R&D, est nécessaire au programme Astrid et le CEA

est, pour cela, étroitement associé au CNRS et aux Universités. C'est ainsi par exemple, que les études physico-chimiques très fondamentales sont conduites en collaboration avec le milieu académique (Needs, ICSM, programmes européens).

Pour être prêt pour l'APD2 et pour les étapes suivantes, le CEA a considérablement intensifié la R&D sur les grands composants du réacteur qui est conduite en partenariat avec des industriels (Cf. annexe XI) notamment pour des éléments critiques comme les échangeurs sodium-gaz et le récupérateur de corium.

Les études sur le combustible se développent en relation étroite avec Areva ainsi que dans le cadre de collaborations internationales. La collaboration avec la Russie prévoit notamment la qualification d'un assemblage prototype (25 kg de MOx contenant 20 % en Pu) qui sera réalisé dans un atelier de Melox puis irradié dans le réacteur russe BN-600.

Le traitement du combustible usé d'Astrid nécessitera le renforcement de l'atelier de dissolution de la Hague, opération en cours dans l'atelier TCP-LH. Le CEA étudie actuellement, dans Atalante à Marcoule, la dissolution complète d'échantillons de MOx-RNR, première étape indispensable avant la mise en œuvre d'un recyclage industriel du Pu. La fabrication du combustible d'Astrid est prévue dans l'AFC qui pourrait être installé à Marcoule en liaison avec l'usine Melox.

Pour ce qui concerne la transmutation de l'américium, le CEA poursuit l'étude du procédé EXAm et les études sur la fabrication du MOx-UO₂/AmO₂. Les irradiations sont programmées pour être conduites à l'étranger dans le cadre de collaborations. L'essai intégral EXAm sur combustible usé réel qui devait avoir lieu en 2014 a été repoussé en 2015.

Ces développements reposent pour l'essentiel sur les moyens du CEA, même si l'apport d'autres acteurs (industriels, organismes de recherche français et étrangers) n'est pas négligeable. Les contraintes budgétaires ont conduit le CEA à redéfinir ses priorités et à réviser le calendrier des jalons pour la construction d'Astrid. L'AVP2 est ainsi prévu pour fin 2015 avec envoi d'un dossier d'orientation de sûreté (DOS) à l'ASN. Si la décision de poursuivre le projet est donnée par le Gouvernement, l'APD sera établi entre 2016 et 2019 avec dépôt de la DAC en 2019.

En conclusion la Commission constate que la R&D pour conduire le programme Astrid enregistre des progrès continus. La R&D est poursuivie en France dans les installations du CEA ou dans le cadre de partenariats avec l'industrie et à l'étranger dans le cadre de collaborations.

La Commission recommande à nouveau que des moyens suffisants soient alloués au CEA pour tenir le calendrier visant à déposer la DAC en 2019.

5.3 LES MATÉRIAUX, LE COMBUSTIBLE D'ASTRID ET LE COMBUSTIBLE DE TRANSMUTATION

L'annexe XII traite en détail de la R&D concernant les matériaux et les combustibles qui alimenteront Astrid.

5.3.1 Matériaux pour le réacteur

Les matériaux du cœur sont les constituants des composants qui permettent le développement et le contrôle de la réaction en chaîne, les assemblages de combustible des cœurs interne et externe

et les autres assemblages et barres de contrôle et d'arrêt (B_4C). L'essentiel des études porte sur les aiguilles et assemblages de combustible. Les matériaux de structure constituent la chaudière : cuve, couvercle et éléments internes, tous non-remplaçables durant la vie d'Astrid. Les études portent surtout sur la tenue des matériaux métalliques sous diverses sollicitations (température, interaction avec le sodium, irradiation).

La R&D sur les matériaux est également guidée par le REX provenant de l'exploitation/entretien de Phénix et Superphénix et, plus récemment, dans le cadre du démantèlement de ces réacteurs, de l'examen des matériaux métalliques irradiés en conditions de fonctionnement.

Les installations nécessaires à ces études sont disponibles en France au CEA, à EDF ou à Areva.

Les propriétés des aciers inoxydables qui constituent les gaines et les tubes hexagonaux des assemblages sont bien connues. Les études visent à consolider les lois de leur comportement au-delà de 700 °C et pour des taux de combustion allant jusqu'à 150 GWj/t.

Les oxydes UO_2 et $UPuO_2$ qui entrent dans la composition du combustible des RNR sont des céramiques éprouvées dont la fabrication est maîtrisée. Le CEA a retenu le procédé de fabrication industrielle déjà utilisé à Cadarache pour PX et SPX ; la R&D porte sur l'impact de l'augmentation de la teneur en Pu sur le procédé ainsi que sur sa simplification.

La cuve et certains internes du réacteur d'Astrid sont des éléments essentiels pour assurer un fonctionnement sûr du réacteur durant des décennies. Ils sont soumis à des fortes contraintes permanentes ou cycliques. Les études portent sur le vieillissement de divers aciers sous contrainte et sous irradiation, sur leur fluage et sur leur corrosion par le sodium. L'objectif est de modéliser l'état des aciers après 40 à 60 ans de fonctionnement pour dimensionner les éléments. Les connaissances actuelles dans ces domaines sont fondées sur des données d'expériences de mécanique et le REX de PX qui ne dépassent pas la trentaine d'années. De même, les études des interactions acier-sodium visent à préciser le mécanisme à l'interface sodium-acier pour dimensionner les composants vis-à-vis de transitoires en présence d'oxygène.

La Commission constate que la méthodologie et les directions de R&D pour qualifier les matériaux qui seront utilisés pour construire et pour faire fonctionner Astrid sont bien définies. La R&D bénéficie d'un retour d'expérience important capitalisé pendant des décennies d'activité dans le domaine des RNR-Na et dans la préparation du combustible nucléaire en général. Elle bénéficie aussi de l'expertise de la communauté des métallurgistes et des physico-chimistes.

La Commission rappelle que les procédés de fabrication de la cuve et des internes doivent faire l'objet de R&D de façon à ce qu'ils vérifient les spécifications sur les matériaux.

La Commission recommande de veiller à la meilleure exploitation possible du retour d'expérience de phénix lors des étapes de son démantèlement.

5.3.2 Combustible pour la transmutation

Le combustible destiné aux couvertures chargées en américium sera constitué d'une céramique d'oxyde mixte $UAmO_2$ préparée selon le procédé de métallurgie des poudres, comme l'oxyde

UPuO₂. Toutefois la qualité de la céramique dépend beaucoup des conditions de préparation en raison des propriétés chimiques de l'américium différentes de celles de Pu. Les études portent sur la recherche d'un maximum de densité pour augmenter le rendement de transmutation de l'Am et d'un optimum de porosité pour faciliter la diffusion de l'hélium qui sera produit en quantité importante dans le combustible.

La Commission considère que les études fondamentales sur les propriétés des oxydes U-Am et sur leur mise en forme pour fabriquer ultérieurement les couvertures chargées en américium sont primordiales. Elles doivent être poursuivies et approfondies car le comportement de ces oxydes est différent de celui des oxydes U-Pu. La possibilité de la mise en œuvre de la transmutation de l'américium en dépend.

5.4 CONCLUSION

La Commission recommande au CEA de renforcer la R&D dans les domaines qui doivent fournir les données indispensables pour étayer solidement la demande d'autorisation de création d'Astrid, notamment sur les échangeurs sodium-gaz, sur le couplage du réacteur à des turbines à gaz et sur le contrôle en opération.

La Commission considère que le CEA met progressivement en place un dispositif conséquent pour atteindre les objectifs du programme Astrid. Elle recommande de poursuivre le renforcement des liens entre les partenaires industriels pour mener à bien ce projet.

La Commission rappelle que la séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue est un objectif inscrit dans la loi de 2006 et qu'il ne pourra être atteint qu'après la réalisation du réacteur Astrid. Dans le contexte actuel, il semble à la Commission que les acteurs du projet ont besoin que cet objectif soit clairement réaffirmé.

Chapitre 6

PANORAMA INTERNATIONAL

Ce chapitre complète les rapports précédents de la Commission et donne d'abord un aperçu de la gestion des déchets radioactifs dans quelques pays étrangers.

Une première partie met l'accent sur les développements les plus importants.

Une deuxième partie décrit les méthodes de financement choisies par différents pays, pour le stockage des déchets.

Une troisième partie résume les résultats du projet européen Arcas comparant le coût du cycle du combustible dans divers scénarios.

Une quatrième partie donne un aperçu de l'approche mise en œuvre dans divers pays concernant le déclassement et la libération de matières, d'installations ou de sites nucléaires.

La dernière partie présente les conclusions récentes de l'enquête qui a suivi l'accident du WIPP.

6.1 DEVELOPPEMENTS RÉCENTS

La France, la Finlande et la Suède sont les trois pays où le processus d'obtention d'autorisation de création d'installations de stockage géologique a fait l'objet de développements significatifs. Ce sont les pays où des sites ont été identifiés et étudiés, et où des demandes d'autorisation ont été ou sont sur le point d'être soumises aux autorités.

En Finlande, l'autorité de sûreté Stuk a informé le gouvernement que l'usine d'encapsulation et l'installation de stockage pour les combustibles usés proposées par Posiva pouvaient être construites dans des conditions de sûreté assurée. La décision formelle du gouvernement d'accorder le permis de construire est attendue avant l'été.

En Suède, le processus d'autorisation du site de stockage est en cours, selon les prescriptions du code de l'environnement et du décret sur les activités nucléaires. Les décisions finales des autorités (la Cour environnementale, l'autorité de sûreté, les municipalités concernées et le gouvernement) sont attendues dans quelques années.

Deux pays européens, le Royaume-Uni et l'Allemagne, ont repris des recherches pour identifier un site adéquat pour implanter un stockage géologique. Dans les deux cas, les gouvernements ont défini une approche étape par étape avec une participation accrue des parties prenantes, en particulier locales.

Au Royaume-Uni, un organisme chargé de cette tâche, la Radioactive Waste Management, RWM Ltd, a été créé par la Nuclear Decommissioning Authority, NDA, comme une filiale indépendante. Le processus pour le choix d'un site est en voie de définition. RWM a préparé une série de critères géologiques afin de limiter les choix avant d'impliquer des communes candidates.

En Allemagne, une Commission de sélection de site a été établie. Ses membres viennent d'horizons très divers. Les travaux ont commencé sur la base d'une loi adoptée en 2013, qui définit la méthodologie de sélection d'un site. La méthode de travail de la commission pour proposer un site en 2031 n'est pas clairement établie.

Aux Etats-Unis, il n'y a pas encore eu d'actions concrètes faisant suite au rapport de la commission Blue Ribbon. L'arrêt du projet Yucca Mountain, par l'administration actuelle, a conduit à plusieurs procès encore en cours. Les compagnies exploitantes exigent également des compensations de la part du US-DOE, étant donné que le combustible usé est toujours entreposé localement sur site, même après l'arrêt de production des centrales. Après un tel arrêt, la pression est forte pour

que le combustible soit enlevé, afin que le site puisse être libéré pour d'autres activités. Dans ce contexte, le régulateur (NRC) a décidé que l'entreposage à long terme et à sec du combustible usé constituait une solution fiable et sûre pour une durée de plusieurs décennies. C'est l'option d'attente qui, dans le futur, sera mise en œuvre aux EU.

Le Canada a publié le *Rapport national du Canada pour la convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et de la gestion des déchets radioactifs*¹, rédigé dans le cadre d'une collaboration entre le gouvernement, le secteur nucléaire et l'organisme de réglementation. Les producteurs des déchets sont responsables du financement, de l'organisation, de la gestion et de l'exploitation des installations de gestion et de stockage des déchets. La gestion est régulée par la Commission canadienne de sûreté nucléaire, CCSN-CNCS. Le rapport précise que le combustible usé et les déchets radioactifs sont actuellement gérés dans des installations de stockage temporaire qui sont sûres, sécurisées et respectueuses de l'environnement. Celles-ci sont continuellement surveillées par les titulaires de permis et l'organisme de réglementation. Pour la gestion à long terme de son combustible usé et de ses déchets radioactifs, le Canada s'engage à mettre en œuvre des approches qui n'imposeront pas un fardeau indu aux générations futures et s'efforce de trouver des solutions.

La gestion à long terme du combustible usé relève de la Société de gestion des déchets nucléaires (SGDN-NWMO). Le rapport décrit l'état d'avancement du processus de sélection d'un emplacement pour un dépôt en formations géologiques profondes. Le processus comporte des phases successives qui réduisent progressivement le nombre de zones d'études parmi des communautés candidates. Actuellement, 10 communautés ont été sélectionnées pour la seconde phase d'études, qui comportera des évaluations géologiques, suivies de forages. SGDN estime qu'il faudra plusieurs années avant d'identifier un site préféré dans une communauté hôte dûment informée et prête à l'accueillir.

56

La gestion des déchets de faible et moyenne activité a fait l'objet d'un avis par une commission fédérale nommée suite au dépôt d'une DAC par la société Ontario Power Generation. La commission recommande au gouvernement d'autoriser un dépôt en formations géologiques à une profondeur de 680 mètres dans du calcaire argileux sur le complexe nucléaire de Bruce, situé dans la municipalité de Kincardine, Ontario. Le dépôt serait construit et exploité par Ontario Power Generation.

6.2 COÛTS D'UN STOCKAGE GÉOLOGIQUE

6.2.1 L'association Edram

L'association Edram (International association for environmentally safe disposal of radioactive materials) qui regroupe les principaux organismes responsables du stockage de déchets radioactifs (Andra, BfS/DBE, NAGRA, RWM, NWMO, ONDRAF/NIRAS, POSIVA, SKB, ENRESA, NUMO, OCRWM) a publié en 2012 une méthodologie pour évaluer le coût d'un stockage géologique. Un tel exercice est unique en son genre à cause de la dissociation temporelle importante qui existe entre les dépenses, qui s'échelonnent sur plusieurs générations, et les financements qui doivent être apportés par la génération actuelle qui produit les déchets. Ces revenus doivent être générés via des mécanismes qui ne risquent pas de désavantager les générations futures vis-à-vis de la génération actuelle ou inversement. L'estimation des coûts futurs, et par conséquent, le montant des provisions à constituer dès à présent pour couvrir ces coûts, implique un équilibre entre le bénéfice escompté d'une croissance économique et un risque d'imprévu qui ne fait qu'augmenter avec le temps.

Plusieurs paramètres ont une influence sur le coût d'un stockage. Le plus important est l'ampleur du programme nucléaire du pays concerné. D'autres paramètres, qui diffèrent d'une estimation à l'autre, sont la profondeur du stockage, le temps de refroidissement des déchets avant leur stockage, le type de conditionnement utilisé, la nécessité ou non de prévoir une récupérabilité dans la conception du stockage, et le stockage direct de combustibles usés ou celui de déchets vitrifiés. Malgré toutes ces différences, la plupart des estimations concluent que le coût d'un stockage

¹ Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2014, CC172-23/2014F-PDF

géologique ne représente que quelques pourcents du coût actuel de production électrique.

Les méthodes de financement pour la gestion des déchets et le démantèlement varient d'un pays à l'autre. L'objectif principal reste cependant toujours le même : assurer que tous les fonds nécessaires seront effectivement disponibles en temps utile. Trois principaux types d'approches sont privilégiés selon les pays.

- Provisions inscrites au bilan
 - Les sommes pour couvrir les coûts de gestion des déchets et de démantèlement sont inscrites au bilan de la société productrice comme une dette. Au fur et à mesure de l'avancé des travaux, la société doit s'assurer qu'elle a suffisamment d'actifs et de liquidités pour les payer.

- Fonds dédié interne
 - Des versements approvisionnent un fonds dédié tout au long de la vie d'une installation nucléaire. La société gère le fonds en interne. Les règles de gestion des fonds varient, mais plusieurs pays autorisent que les fonds, ou une partie d'entre eux, soient réinvestis dans la société, sous réserve de respecter certaines garanties.

- Fonds dédié externe
 - Des versements approvisionnent un fonds géré, soit par le gouvernement, soit par un groupement indépendant de sociétés fiduciaires. Les règles de gestion du fonds varient. Certains pays exigent que l'usage du fonds soit réservé à la gestion des déchets ou au démantèlement ; d'autres pays autorisent les producteurs à emprunter auprès du fonds pour financer leurs investissements.

La chaîne de gestion des déchets comporte différentes étapes qui incluent les activités du producteur, par exemple le fonctionnement de centrales ou leur démantèlement, le conditionnement des déchets, leur entreposage temporaire, transport et conditionnement en vue du stockage mais aussi le stockage lui-même. Le calcul du coût dépend des étapes considérées comme faisant partie du projet de stockage géologique. A côté du coût des étapes technologiques, il y a les coûts de R&D, des procédures administratives, de formation, de l'accompagnement économique et social, ... qui peuvent varier fortement d'un pays à l'autre.

Parmi les difficultés initiales rencontrées par le groupe de travail ad-hoc d'Edram, on peut citer une terminologie non standardisée, des différences de réglementation, de techniques ou de standards de constructions, de techniques comptables ou de méthodes d'évaluation. Le groupe de travail a donc opté pour une structure matricielle de coûts, simple et standardisée.

La constitution des provisions se fait entre autres par la voie de tarifications lors de l'acceptation des déchets par l'entité chargée de leur stockage futur. Ces tarifs dépendent de la quote-part des déchets concernés dans le coût global du stockage et donc de leur inventaire (nature physique, chimique, biologique et volumes respectifs), ainsi que du calendrier prévu pour leur mise en stockage. Le coût global est aussi fonction du site (nature et profondeur de la roche hôte, longueurs et volumes à creuser, technologies choisies, ...), des méthodes de conditionnement et de confinement final, du rythme de stockage. Il faut ajouter à cela les dépenses en ressources humaines, estimées sur toute la durée opérationnelle du site, y compris la période de surveillance, donc sur une période qui s'étalera sur plusieurs générations. Enfin, il faut y inclure les coûts de R&D et de maintien des connaissances tout au long de l'exploitation du stockage.

Dans sa matrice des coûts, l'Edram ajoute encore, si cela est pertinent pour le pays ou le mode de gestion concerné, les frais de transport, de mise en surconteneurs, de soutien aux communautés locales, les coûts historiques, la TVA et, bien sûr, une réserve pour les imprévus. Finalement, la méthodologie inclut le choix d'un taux d'actualisation, soit fixe, soit variable dans le temps, pour tenir compte de la « valeur du temps » pour les différentes phases dans la vie du stockage : travaux préparatoires, construction, fonctionnement, fermeture et surveillance après-fermeture.

L'avantage de cette méthode est que l'on peut espérer une faible divergence entre les coûts estimés et les coûts réels à condition que les inventaires physiques et radiologiques soient bien connus et que l'échéance ne soit pas trop lointaine. Les désavantages sont qu'à long terme, les technologies disponibles, les coûts unitaires des matières premières et du travail ainsi que les exigences réglementaires et sociétales auront pu évoluer de façon imprévisible. La méthode apparaît comme un compromis entre le désir de ne pas surestimer les coûts futurs, afin de ne pas immobiliser inutilement du capital, et de protéger les générations futures contre une sous-estimation de ces mêmes coûts.

Le document de l'Edram propose également une méthodologie pour comparer les coûts de stockage dans différents pays. A cette fin, une unité monétaire commune avec une valeur dans la même année de référence doit être choisie. Les coûts doivent être nominaux, sans marge pour imprévus. En effet, ces derniers dépendent fortement d'un pays ou d'un scénario à l'autre. Il est à noter également qu'une économie d'échelle n'est applicable qu'à une partie des coûts.

6.2.2 Suède

En Suède, les sociétés qui ont l'autorisation d'exploiter une centrale nucléaire sont responsables de la sûreté de cette centrale ainsi que du stockage du combustible usé et des déchets générés. Elles sont également responsables du déclassement et du démantèlement des réacteurs en fin d'exploitation. Ces responsabilités incluent toutes les mesures requises jusqu'au déclassement complet et la fermeture définitive du stockage.

Les mesures les plus importantes consistent à planifier, construire et exploiter les installations nécessaires et à conduire la R&D à cette fin. Le financement de ces mesures est assuré par les sociétés productrices de déchets qui doivent ainsi verser des redevances dans un fonds dédié géré par l'Etat, et cela, tout au long de l'exploitation des centrales, voire même plus longtemps si nécessaire. En plus des redevances, les sociétés doivent fournir des garanties complémentaires à l'Etat pour assurer aussi le financement du stockage en cas d'imprévus.

Les redevances sont versées au fonds qui les place en titres publics via l'Office national de la dette. Les redevances déjà versées sont utilisées pour financer les dépenses engagées par SKB.

Le système des redevances et des garanties est déterminé par décret du gouvernement. Cela constitue le cadre qui régule le financement. La société Barsebäck Kraft AB, dont les deux réacteurs ont été fermés respectivement en 1999 et 2005, pourrait encore devoir verser une contribution au fonds.

Le propriétaire de la licence d'exploitation du réacteur verse la redevance sur la base de l'électricité produite. Il y a actuellement trois propriétaires concernés : Forsmark Kraftgrupp AB, OKG Aktiebolag et Ringhals AB. Ces sociétés sont également propriétaires de SKB, société qui gère le combustible et les déchets. Au nom de ses propriétaires, SKB est responsable de toutes les mesures requises pour la gestion et le stockage des combustibles usés et des déchets.

Le propriétaire de la licence d'exploitation du stockage calculera, en concertation avec les autres propriétaires, les coûts de la gestion et du stockage des combustibles usés et des déchets générés, ainsi que ceux du démantèlement des centrales. Les propriétaires ont chargé SKB de faire ces calculs.

Le gouvernement a décidé que les calculs de SKB seraient soumis à l'autorité de sûreté suédoise afin de préparer des propositions de redevances et de garanties. Une dizaine d'experts (juristes, scientifiques et financiers) sont regroupés dans un département de l'autorité de sûreté suédoise afin de suivre les dossiers soumis par SKB. Les décisions sur les montants sont prises par le gouvernement après avoir entendu les parties concernées (SKB, les propriétaires de SKB et l'autorité de sûreté). Les redevances seront versées et les garanties engagées lorsque cela sera nécessaire, tant pendant l'exploitation des réacteurs qu'après leur arrêt définitif, leur démantèlement, et le stockage des combustibles et des déchets.

La quantité de combustible usé et de déchets à stocker dépend de la durée d'exploitation des réacteurs. Le cadre réglementaire stipule que les calculs de SKB prendront en compte une durée de vie moyenne de 40 ans pour chaque réacteur actuellement en opération.

A côté des redevances, les sociétés doivent donner deux sortes de garanties, l'une couvrant les redevances non encore versées, l'autre concernant les imprévus. Le montant des garanties devient exigible si les sociétés ne respectent pas leurs obligations de verser les redevances ou si les actifs du fonds sont jugés insuffisants.

Le cadre réglementaire stipule que le calcul des coûts sera mis à jour et soumis tous les trois ans aux autorités.

Le système de financement suédois a été créé vers 1980 et a été amélioré progressivement. Actuellement, le fonds dispose des sommes nécessaires pour couvrir les frais des 25 ans à venir. Les redevances et les produits financiers des investissements devraient être suffisants pour couvrir les coûts restants. Les montants des garanties sont placés dans de grandes sociétés stables. La forte robustesse du système tient beaucoup à la révision trisannuelle des coûts et des décisions concernant les redevances et les garanties. De cette façon, les estimations peuvent être progressivement corrigées.

Le coût total à couvrir est estimé à 14 milliards d'Euros. Cette somme couvre les coûts passés et futurs du programme nucléaire de 12 réacteurs avec une puissance globale d'environ 10 GWe opérant pendant 50 à 60 ans. Cette somme regroupe le transport, l'entreposage temporaire, l'encapsulation et le stockage géologique de tout le combustible utilisé, ainsi que le démantèlement des 12 réacteurs. Elle couvre aussi le coût de stockage des déchets, à l'exception de ceux destinés au stockage non-géologique. Le coût de l'usine d'encapsulation et du stockage représente environ un tiers du coût total. Le démantèlement est estimé à 2,5 milliards d'euros. La redevance annuelle a varié entre 1 et 4 öre/kWh depuis 1982 (0,1 – 0,4 centime/kWh).

6.2.3 Belgique²

59

Comme le coût d'un stockage est fonction de l'inventaire prévu, il est nécessaire de spécifier la classification des déchets destinés au stockage. Il est à noter ici que la Belgique ne considère pas le combustible irradié comme un déchet.

Sur proposition de ONDRAF/NIRAS, l'organisme national chargé de la gestion des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies, la Belgique a adopté une classification des déchets en trois catégories basées principalement sur le niveau d'activité et la durée de vie des radionucléides.

- Les *déchets de catégorie A* sont des déchets conditionnés de faible et moyenne activité à vie courte, contenant des quantités très limitées de radionucléides de longue durée de vie. Ils sont destinés à une mise en dépôt en surface.
- Les *déchets de catégorie B* sont des déchets conditionnés de faible et moyenne activité, contaminés par des radionucléides à vie longue en quantités significatives.
- Les *déchets de catégorie C* sont des déchets conditionnés de haute activité, contenant de grandes quantités de radionucléides à vie longue. Leur puissance thermique au moment du conditionnement est et restera élevée bien au-delà de la période actuellement considérée pour leur entreposage.

Les déchets de catégorie B et C sont destinés à un stockage en couche géologique.

Le coût estimé du stockage géologique a suivi une approche bottom-up, où l'on évalue les coûts en additionnant tous les frais actuels et anticipés (construction, matériel, gestion, ressources humaines, temps de travail et tout autre frais lié à l'activité de stockage). Tous les coûts sont répartis selon une chronologie avec des échéances. Un taux d'actualisation est appliqué avec un ordre de grandeur de 2 % hors inflation. Le grand total correspond au coût total du projet en valeur actuelle nette à la date fixe choisie. La méthodologie étant antérieure aux recommandations de l'Edram, elle n'est pas totalement compatible avec celle-ci. Elle comprend entre autres des coûts de transport et une marge pour imprévus de 30 à 35 % du coût global. Ce pourcentage est cohérent avec l'estimation de l'étude « Synthesis on the Economics of Nuclear Energy » effectuée pour la Commission Européenne en 2013³.

² Sources principales :

- Le Plan Déchets, NIROND 2011-02 F, Septembre 2011.

- Cost evaluation of geological disposal of category B&C waste..., NIROND TR 2009-15 E, August 2009.

³ Contract ENER/2012/NUCL/SI2.643067,

http://www.bruegel.org/fileadmin/bruegel_files/Events/Event_materials/2014/February/Synthesis_economics_nuclear_20131127-0_reduced_size.pdf

L'estimation la plus récente (2009) du coût total non actualisé est d'environ 3 milliards €₂₀₀₈ sur un siècle, marges pour aléas technologiques et de projet incluses, pour un stockage géologique dans l'argile de Boom à une profondeur d'environ 220 mètres, dans l'hypothèse d'un retraitement complet de tous les combustibles commerciaux (7 centrales avec une durée d'exploitation de 40 ans et une puissance installée de 6 GWe).

Dans ce coût total, la part due à la construction est inférieure ou égale à 40 %, tandis que celle due aux ressources humaines directement imputables au stockage géologique est supérieure ou égale à 40 %. Le coût total des activités de R&D relatives à la mise en dépôt géologique en Belgique, y compris les coûts du laboratoire souterrain, est estimé pour la période 1974–2014 à environ 360 M€₂₀₀₈, soit approximativement 9 M€ par an. Le coût des activités de R&D sera largement déterminé par la portée exacte de la future décision de principe sur le stockage géologique et les éventuelles demandes sociétales complémentaires.

Cette estimation est le fruit d'un travail multidisciplinaire dirigé par ONDRAF/NIRAS, en collaboration avec Synatom (société gérant l'ensemble du cycle du combustible pour les centrales belges, l'approvisionnement et la gestion du combustible utilisé jusqu'à son site de stockage) et l'Etat belge (responsable de certains déchets historiques). La société d'ingénierie Belgatom a fourni une grande partie des données techniques et des coûts unitaires à utiliser. L'Andra a procédé à une dernière lecture, avant une revue par des pairs effectuée par la firme allemande DBE-TEC, celle-ci bénéficiant de l'expérience de la construction et la gestion des installations à Morsleben, Gorleben et Konrad, également conçues pour un éventuel stockage géologique.

L'estimation des coûts du stockage et de la R&D permet à ONDRAF/NIRAS de fixer les tarifs pour la réception des déchets. La quote-part de chaque producteur de déchets dans le coût du stockage définitif est déterminée en fonction des quantités et de la nature des déchets prévues dans des scénarios de production réalistes que chaque producteur est tenu de soumettre à l'organisme. Une marge est appliquée afin de faire face aux imprévus.

La méthodologie et les tarifs qui en résultent sont discutés dans le cadre d'un comité technique de ONDRAF/NIRAS où siègent des représentants des producteurs de déchets. Après accord, les tarifs sont actés contractuellement.

Dans le cadre de la *Loi sur les provisions constituées pour le démantèlement des centrales nucléaires et pour la gestion des matières fissiles irradiées dans ces centrales*, une Commission des provisions nucléaires a été créée. Celle-ci est composée de six membres issus des pouvoirs publics, de deux experts et de trois représentants de Synatom. La Commission a une compétence consultative et de contrôle sur la constitution et la gestion des provisions pour le démantèlement des centrales nucléaires et pour la gestion des matières fissiles irradiées. Dès que la Belgique aura pris une décision de principe sur l'évacuation des déchets B et C ou sur le retraitement des matières fissiles irradiées, la Commission jouera un rôle plus important pour ce qui est des provisions concernant le stockage définitif.

6.2.4 Finlande

En Finlande, les exploitants nucléaires versent des contributions dans un fonds externe et national pour la gestion des déchets radioactifs, géré par le ministère du commerce et de l'industrie. Les contributions sont dues pendant les 25 premières années de fonctionnement des centrales. Les exploitants peuvent emprunter jusqu'à 75 % du fonds pour leurs propres investissements. En 2014, le fonds avait accumulé 2,38 milliards d'euros.

La capacité prévue pour le stockage est de 9000 tonnes de combustible utilisé, correspondant à environ 4500 conteneurs en cuivre. Les plans actuels prévoient 137 tunnels d'une longueur totale de 42 km sur une empreinte de 2 à 3 km². Le volume à excaver est d'environ 1,3 million de m³.

L'estimation de coût la plus récente pour le stockage géologique à Olkiluoto est de 3,3 milliards d'euros pour tous les déchets radioactifs. Cela inclut les opérations de stockage jusqu'en 2120 (2,4 milliards d'euros) et de démantèlement (200 millions d'euros). La puissance actuelle du parc installé est de 2,8 GWe, mais elle sera accrue par l'EPR en construction.

6.2.5 Allemagne

Les sociétés productrices versent des contributions dans des fonds dédiés internes qu'elles gèrent et elles peuvent les utiliser pour leurs investissements.

6.2.6 Espagne

Un fonds externe, géré par la société publique Enresa, est provisionné au prorata de 3 €/MWh vendu. Enresa est responsable du démantèlement des centrales et de la gestion des déchets.

6.2.7 Royaume-Uni

Le gouvernement, par l'intermédiaire de la Nuclear Decommissioning Authority, NDA, est responsable de la gestion à long terme des passifs historiques et des engagements du pays. Ces opérations sont financées annuellement par le gouvernement (environ 2,8 milliards d'euros) et avec les revenus commerciaux de la NDA (environ 1,6 milliards d'euros). Le budget annuel des activités d'assainissement des passifs est d'environ 4 milliards d'euros.

Le secteur privé (EDF Energy) dispose d'un fonds pour les passifs nucléaires afin de couvrir les frais de démantèlement de réacteurs de type AGR et du REP localisé à Sizewell B. Les coûts du cycle du combustible et les passifs à court terme sont inscrits comme provisions dans les comptes de l'entreprise.

6.2.8 Etats-Unis

Depuis plusieurs décennies, les sociétés produisant de l'électricité nucléaire versent 0,1 \$cent/kWh à un fonds dédié aux déchets nucléaires, géré par le département de l'énergie (US-DOE). Le DOE a la responsabilité légale de gérer le combustible utilisé des centrales. Aujourd'hui, le fonds a accumulé environ 40 milliards d'euros. Comme le DOE n'a pas pu respecter ses obligations d'entreposage et de stockage du combustible utilisé, il a dû arrêter la collecte des fonds et a déjà remboursé des fonds aux producteurs. Fin 2013, 33 procès et 26 jugements ont donné lieu à un remboursement de 3,2 milliards d'euros. Il est estimé que les remboursements totaux seront limités à 22 milliards si le DOE peut respecter ses engagements à partir de 2021.

Pour les déchets historiques sur les 107 sites des laboratoires nationaux, le DOE a initié un large programme de remise en état environnemental ; 90 sites ont, à ce jour, été assainis. L'effort global est d'environ 6 milliards d'euros par an.

6.3 COMPARAISON DU COÛT DU CYCLE DU COMBUSTIBLE – PROJET ARCAS

Une comparaison du cycle du combustible avec transmutation dans un ADS et/ou un RNR a été étudiée dans le cadre du projet Arcas⁴.

Un compte-rendu complet des conclusions de ce projet sortirait du cadre de ce rapport⁵. Il est néanmoins intéressant d'en mentionner quelques éléments et conclusions.

Le scénario de référence considéré dans le cadre du projet est issu du projet Pateros (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). Le scénario suivant a été étudié : les combustibles UOx et MOx d'un parc de réacteur REP sont retraités afin de séparer l'U, le Pu et les actinides mineurs des produits de fission. Les produits de fission sont stockés dans un stockage géologique. Le Pu et les actinides mineurs sont recyclés en plusieurs cycles dans des ADS ou des RNR. Sans s'occuper des législations en vigueur dans les divers pays, l'objectif est de recycler le combustible utilisé des pays qui sortent du nucléaire afin d'en éliminer tous les actinides mineurs, de gérer le plutonium, et de stabiliser l'inventaire d'actinides mineurs des pays qui continuent à exploiter l'énergie nucléaire.

Le code utilisé pour modéliser les cycles était un code (COSI6 – ver. 6.0.1) développé par le CEA.

⁴ Ads and fast Reactor Comparison Study in support of Strategic Research Agenda of SNETP, 7^{ème} PCRD, 1/10/2010 – 31/03/2013, 8 pays et 14 partenaires, dont le CNRS, CIEMAT, KIT, JRC-ITU, NRG, NRI, UPM, TNB,>NNL, UNIMAN et le SCK•CEN).

⁵ <http://cordis.europa.eu/docs/results/249704/final1-arcas-249704-project-final-report-final-description-of-main-s-and-t-results-foregrounds-.pdf>

Deux méthodes ont été utilisées pour calculer les coûts. La première méthode, basée sur un outil GIF (NRG-G4Econs) calcule le coût par kWh et par tonne d'actinides détruits. L'autre méthode (développée par le CNRS) considère des scénarios : des RNR seuls ; des RNR et ADS ; des ADS seuls. Les coûts, estimés de façon indépendante par le CNRS et NRG suivant les deux méthodes différentes, incluent les investissements, le fonctionnement et le cycle du combustible.

Les conclusions sont les suivantes :

- Dès lors qu'existe un parc de REP, si la transmutation (Pu et actinides mineurs) n'est pas imposée, les exploitants n'auront pas de raison économique de la choisir ; le stockage direct des combustibles usés (UOx et MOx usés) restera la technologie préférée ;
- si le Pu est géré dans un parc composé de REP et de RNR, l'inventaire des actinides mineurs peut être stabilisé par leur transmutation dans des RNR dédiés ;
- malgré les coûts de construction et de fonctionnement élevés des ADS, leur efficacité pour transmuter est telle qu'il n'en faudrait qu'un petit nombre comparé au nombre de RNR dédiés à la transmutation. Pour un parc de même puissance électrique, le coût des ADS serait alors compensé par une plus large part de REP continuant à fonctionner en simple strate.

La conclusion générale du projet est que les coûts des différents scénarios sont du même ordre de grandeur. Les scénarios à double strate en cycle fermé auraient un coût majoré de 15 à 30 % mais avec une réduction significative des déchets à longue durée de vie. Le scénario à simple strate et avec seulement des RNR serait plus cher. Ces estimations sont basées sur des technologies futures encore en développement et restent donc indicatives.

6.4 DÉMANTÈLEMENT ET DÉCLASSEMENT OU LIBÉRATION

Un domaine d'activité nucléaire qui gagne en importance est le démantèlement d'installations nucléaires et l'assainissement de sites ayant eu une activité nucléaire. Cela concerne d'anciens réacteurs de recherche, la première et la seconde génération de réacteurs électrogènes ainsi que certaines installations liées à l'armement nucléaire. Aux Etats-Unis, au Royaume Uni et en Russie, ces programmes de démantèlement et d'assainissement sont particulièrement importants en raison de situations complexes spécifiques.

Les activités de démantèlement et d'assainissement dépendent des critères et des conditions selon lesquels des sites peuvent être considérés officiellement comme assainis et ouverts à des activités non-nucléaires. Elles dépendent aussi des règles selon lesquelles du matériel décontaminé peut être libéré ou déclassé et géré comme non-radioactif.

En termes de définition, une distinction est faite entre exclusion, exemption et libération. En l'absence d'une harmonisation internationale, les réglementations et la pratique varient fortement d'un pays à l'autre.

L'exclusion est la décision de soustraire du contrôle régulé certains matériaux, installations ou pratiques. Il s'agit par exemple de la radioactivité naturelle, comme celle du corps humain, de certaines eaux minérales ou de la croûte terrestre.

L'exemption est une décision générique, *a priori*, d'exonérer des matériaux, installations ou pratiques d'un contrôle régulé, étant donné que leur nature est telle que le danger pour la santé est inexistant et que tout contrôle est par conséquent superflu. Un exemple est l'exemption d'aliments où la concentration en radionucléides artificiels est inférieure à un seuil prédéfini.

La libération (ou déclassé) est une décision *a posteriori*, prise par l'organisme de contrôle, de libérer des matériaux ou installations provenant d'une activité humaine elle-même sous contrôle, dès lors que leurs caractéristiques radiologiques sont inférieures à un seuil prédéfini. Les critères de libération sont basés sur le concept de « dose triviale » impliquant qu'il n'y a pas de risque de contamination et que la dose est en dessous des normes de la régulation en vigueur. Internationalement, un niveau de dose individuel inférieur à 10 µSv/an est considéré comme étant

« trivial ». Un exemple est la libération de matériaux décontaminés, issus du démantèlement d'installations nucléaires. Le seuil de libération est, en général, plus élevé que le seuil d'exemption.

Les approches nationales sur la notion de seuil de libération dépendent fortement de la classification des déchets radioactifs. Ainsi, la France a quatre grandes catégories de déchets, i.e. haute, moyenne, basse et très basse activité, mais pas de seuil de libération pour les matériaux. La Belgique a trois catégories de déchets à haute, moyenne et basse activité, et des seuils de libération. L'Italie a également trois catégories de déchets et quelques règles de libération. L'Allemagne a deux catégories de déchets et des critères de libération.

L'approche suédoise est décrite ci-dessous, comme exemple, avec plus de détails :

- L'autorité de sûreté des radiations, SSM, a publié les règles de libération (SSMFS 2011:2). Elles sont appliquées depuis 2012. Elles couvrent les matériaux, installations, bâtiments et sites qui ont pu être contaminés pendant les activités nucléaires autorisées. Le but des règles est de faciliter un usage rationnel et satisfaisant (du point de vue de la radioprotection) de ces matériaux, installations, bâtiments et sites. Les règles spécifient les exigences au niveau des mesures, comptes rendus et évaluations de sécurité. Elles comportent également des tableaux, par radionucléide, des niveaux de contamination de surface ou de concentration qui satisfont aux critères de libération. La libération elle-même ne peut être décidée que par la SSM, après un rapport circonstancié par l'opérateur de l'installation.
- Sur le site de Studsvik Nuclear à Nyköping, le métal potentiellement contaminé, principalement du fer et un peu de cuivre, est fondu. Cela fournit d'une part, des résidus contaminés qui sont renvoyés aux producteurs (national ou international) et, d'autre part, du métal libérable. Ce dernier représente 80 à 90 % du métal traité. Il peut être recyclé dans le domaine conventionnel en suivant un certain nombre de règles.

6.5 MISE À JOUR CONCERNANT L'INCIDENT DU WIPP

En mars 2015, le laboratoire national Savannah River a rendu public le « Waste Isolation Pilot Plant Technical Assessment Team Report »⁶, préparé au nom du département de l'énergie, DOE.

Les principales observations sont :

1. Le fût N°68660 contenait des substances chimiquement incompatibles.
2. Le couvercle de ce fût n'a pas pu résister à l'augmentation de la température et de la pression.
3. Ce fût a été la seule cause de la contamination du site.
4. La cause de la réaction incontrôlée a été purement interne au fût, et non due à des facteurs externes.
5. Les effets thermiques et de pression ont provoqués les dégâts observés dans la zone.
6. Il n'y a pas eu d'explosion.

La conclusion principale du rapport est que le fût (N°68660) contenait des substances chimiquement incompatibles. La configuration des matériaux à l'intérieur du conteneur en conjonction avec cette incompatibilité a provoqué une réaction chimique exothermique incontrôlée. L'augmentation de pression due à l'accumulation de gaz à l'intérieur du fût a déplacé son couvercle. Cela a permis aux gaz et matériaux radioactifs de réagir avec l'air et d'autres matériaux en dehors du fût, provoquant les dégâts observés dans la zone WIPP P7R7.

Il faut noter qu'aucun membre du personnel présent dans le stockage au moment de l'incident et qu'aucune contamination externe n'a été constatée chez le personnel. Cependant, chez 21 individus, des analyses en laboratoire ont montré une légère contamination interne. Des traces de substances radioactives ont été détectées en dehors du site. Il faut également noter que, au moins pour le fût concerné, c'est la procédure d'assurance qualité dans la continuité de l'approvisionnement

⁶ SRNL-RP-2014-01198, http://www.wipp.energy.gov/Special/TECHNICAL_ASSESSMENT_TEAM_REPORT.pdf

qui est en cause : on a remplacé l'absorbant minéral utilisé à l'origine par un absorbant organique non qualifié.

L'enquête a montré qu'il y avait des défaillances au Los Alamos National Laboratory dans la compréhension et l'application des règles qui avaient été édictées pour la confection de ces fûts de déchets. Cet incident souligne l'aspect crucial de l'assurance qualité tout au long de la chaîne d'élaboration des colis de déchets.

ANNEXE I

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

JUIN 2015

Jean-Claude DUPLESSY – Président de la Commission nationale d'évaluation – Membre de l'Académie des Sciences - Directeur de recherche émérite au CNRS.

Pierre BEREST – Expert invité de la Commission nationale d'évaluation – Directeur de recherche à l'Ecole Polytechnique.

Adolf BIRKHOFER – Expert invité de la Commission nationale d'évaluation – Professeur émérite à la Technical University of Munich.

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

Pierre DEMEULENAERE – Professeur de sociologie à l'Université de Paris-Sorbonne.

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

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

Emmanuel LEDOUX – Vice-président de la Commission nationale d'évaluation – Directeur de recherche honoraire à l'Ecole des mines de Paris, Mines-Paristech.

Maurice LEROY – Vice-président de la Commission nationale d'évaluation – Membre associé de l'Académie nationale de Pharmacie – Professeur émérite à l'Université de Strasbourg - IPHC.

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

Gilles PIJAUDIER-CABOT – Directeur du laboratoire des fluides complexes et leurs réservoirs – Membre sénior à l'Institut Universitaire de France – Professeur à l'Université de Pau et des pays de l'Adour.

François ROURE – Professeur et expert scientifique à l'IFP-Energies Nouvelles – Professeur extraordinaire à l'université d'Utrecht.

Claes THEGERSTRÖM – Président émérite de SKB (Compagnie suédoise chargée de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires) – Membre de l'Académie royale suédoise des sciences de l'ingénieur.

ANNEXE II

ORGANISMES AUDITIONNÉS PAR LA COMMISSION

22 octobre 2014 :	CEA – Les matériaux pour Astrid et son combustible.
23 octobre 2014 :	Andra – Clarification du calendrier jusqu'à la DAC - Esquisse finale de Cigéo : phases et optimisations.
26 novembre 2014 :	CEA & CNRS – Quels programmes, quels matériaux pour la transmutation ? Quelles recherches amonts à mettre en œuvre et à coordonner ?
27 novembre 2014 :	Andra – Programme scientifique d'accompagnement de Cigéo : 1) jusqu'à la DAC ; 2) la phase 1 de Cigéo.
21 janvier 2015 :	Andra & Producteurs – Les déchets FAVL : point sur les sites et les recherches en cours.
22 janvier 2015 :	CEA & Producteurs & Andra – Résultats du programme de recherches Bitumes.
11 mars 2015 :	Andra – Spécifications des colis MAVL.
12 mars 2015 :	CEA – Astrid et les scénarios de déploiement RNR.

67

AUDITIONS RESTREINTES

17 septembre 2014 :	CEA – matin
17 septembre 2014 :	EDF – après-midi
18 septembre 2014 :	Andra – matin
18 septembre 2014 :	Areva – après-midi
13 novembre 2014 :	ASN – matin
18 mars 2015 :	Réunion technique CNE/ANDRA

AUDITIONS DE LA COMMISSION

5 février 2015 :	Audition de la Commission par le CLIS.
------------------	--

VISITES DE LA CNE2

4 septembre 2014 :	Visite des installations Lagunes et COMURHEX II du site de Malvési d'Areva.
9 avril 2015 :	Visite du site Areva Creusot forge et Areva Saint-Marcel – Chalon-sur-Saône Areva.

ANNEXE III

LISTE DES PERSONNES AUDITIONNÉES PAR LA COMMISSION

ANDRA

ABADIE Pierre-Marie
BAUER Corinne
BUMBIELER Frédéric
BOISSIER Fabrice
BONNEVILLE Alain
BOSGIRAUD Jean-Michel
BRULHET Jacques
BUMBIELER Frédéric
CAIRON Philippe
CALSYN Laurent
CLAUDEL David
CRUSSET Didier
DUBIEZ-LEGOFF Sophie
DUPUIS Didier
DUPUIS Marie-Claude
DUTZER Michel
GERARD Fanny
GETREY Christophe
GIFFAUT Eric
HARMAN Alain
HURET Emilia
KRIEQUER Jean-Marie
LABALETTE Thibaud
LAGRANGE Marie-Hélène
LEVERD Pascal
LIEBARD Florence
ROMERO Marie-Ange
ROUX-NEDELEC Pascale
SCHUMACHER Stephan
SENENTZ Gérald
SEYEDI Darius
TALANDIER Jean
TALLEC Michèle
VOINIS Sylvie
YVEN Béatrice

AREVA

BOSSE Emilie
CHABEUF Jean-Michel
DREVON Caroline
DUBIEZ-LEGOFF Sophie
FORBES Pierre
GAGNER Laurent
LEBRUN Marc
SENENTZ Gérald
VALOT Vincent

CEA

ADVOCAT Thierry
BEHAR Christophe
BOUFFARD Serge
BOULLIS Bernard
CARON Nadège
CHABERT Christine
COURCELLE Arnaud
FRIZON Fabien
GARNIER Jean-Claude
GAUCHE François
JOMARD Gérald
JOURDA Paul
LATGE Christian
LE FLEM Marion
PARET Laurent
PEYCELON Hugues
PELLETIER Michel
PETESCH Cécile
PHELIP Mayeul
PILLON Sylvie
PIKETTI Laurence
ROBIN Raphael
ROUAULT Jacques
SATURNIN Anne
SAUSAY Maxime
TOURON Emmanuel

CNRS

BACRI Charles-Olivier
BIARROTTE Jean-Luc
BILLEBAUD Annick
BOUSSON Sébastien
DAVID Sylvain
MARTINO Jacques
RENAULT Anne

EDF

BLAT Martine
BUTTIN Jérémy
LAUGIER Frédéric
LASSABATERE Thierry
PACQUENTIN Didier
PAYS Michel

ANNEXE IV

VISITE PAR LA COMMISSION DU SITE DE MALVÉSI

Dans son rapport N°8 la Commission a fait un état des déchets produits par l'Usine Comurhex de Malvesi et de leur gestion, essentiellement fondé sur les informations contenues dans l'inventaire national des déchets et le PNGMDR de 2012. Cette usine produit du tétrafluorure d'uranium, UF_4 , de haute pureté qui est ensuite transformé à Pierrelatte en hexafluorure, UF_6 , à Pierrelatte. Ce dernier fluorure est le composé qui permet d'enrichir industriellement l'uranium naturel en ^{235}U et de lui donner la qualité « nucléaire ». L'uranium enrichi sert à la fabrication du combustible UOx des réacteurs à neutrons thermiques. La capacité nominale de l'usine de Malvési est de 14 000 tonnes/an de UF_4 . La Commission a visité le 4 septembre 2014 les installations de traitement des effluents liquides, d'entreposage des déchets solides et la nouvelle usine Comurhex-II de l'établissement Areva Malvési. Lors de cette visite elle a obtenu des informations complémentaires et actualisées, tant sur la nature des déchets que sur leur gestion présente ou envisagée pour le futur.

DÉCHETS ET EFFLUENTS DU PROCÉDÉ DE FABRICATION DE UF_4

L'usine a traité et traite plusieurs produits commerciaux d'uranium. Le principal produit est du Yellow Cake (YC) contenant des diuranates/uranates ($U_2O_7(NH_4)_2$, $U_2O_7Mg_2$, $MgUO_4$), selon la provenance, voire d'autres composés d'uranium (U_3O_8 , UO_4 , hydroxydes, ...). Le YC est livré en fûts de 220 L. Il provient des traitements classiques des minerais d'uranium qui éliminent quasiment tous les descendants radioactifs des isotopes naturels d'uranium au-delà de ceux de ^{234}U (il reste cependant des traces de ^{226}Ra et ^{231}Pa), mais le YC contient aussi 15 à 30 % d'éléments chimiques divers (Na, Si, Fe, S, Ca, ...) non radioactifs et du thorium (jusqu'à 1 %) contenant notamment l'isotope ^{230}Th .

Le procédé de production de UF_4 débute par la mise en solution du YC dans de l'acide nitrique et la clarification de la solution pour séparer les oxydes insolubles (Si, Ti, ..) envoyés aux déchets. Cette dissolution donne des oxydes d'azote, recyclés. L'étape suivante est la purification de l'uranium par extraction par solvant avec du TBP dilué dans du kérosène. Elle conduit à des solutions nitriques plus ou moins acides (raffinats d'extraction) contenant tous les éléments et radioéléments autres que l'uranium. L'uranium est récupéré de la solution organique d'extraction par retour dans une solution d'acide nitrique faiblement acide d'où il est précipité à l'état de $U_2O_7(NH_4)_2$. Le surnageant rejoint les premières solutions. L'ensemble des solutions constitue le flux d'effluents de purification : solutions aqueuses d'acide nitrique chargées en divers éléments et contenant aussi des traces d'uranium dues aux pertes en ligne des procédés.

Le diuranate d'ammonium est ensuite transformé en UO_3 par de l'air chaud en passant dans un four. L' UO_3 est ensuite transformé de façon continue en UO_2 et UF_4 dans un deuxième four. Celui-ci est alimenté d'abord en NH_3 (zone de réduction de UO_3 à 800 °C) puis en HF anhydre (zone de fluoration de UO_2 à 350/450 °C). Il faut un excès de HF. Les effluents gazeux des deux dernières réactions de transformation (N_2 , H_2O , NH_3) et HF en excès sont récupérés et traités. Cela génère essentiellement un deuxième flux d'effluents liquides de fluorures et d'acide fluorhydrique. Les oxydes d'azote produits lors de la préparation de UO_3 sont recyclés.

Les deux flux de procédés sont réunis et neutralisés à la chaux, ce qui provoque la précipitation des éléments lourds sous forme d'hydroxydes plus ou moins bien définis, de carbonate de calcium, CO_3Ca , et de fluorine, F_2Ca (fraction solide ou boues), donnant un surnageant liquide riche en nitrates et autres sels solubles comme le carbonate de sodium, CO_3Na_2 . Le mélange qui est l'effluent final du procédé est envoyé au lagunage.

Depuis 1960 l'usine a transformé plus de 400 000 tonnes d'uranium en UF_4 . Areva estime la perte globale d'uranium à 1,7 % ce qui laisse environ 700 kg d'uranium dans l'ensemble des déchets sur le site. Le traitement d'une tonne d'uranium conduit à environ 4 à 5 m³ d'effluents. Entre 1960 et 1983, des lots de UF_4 ont été produits à partir d'uranium de retraitement contenant en impureté des radionucléides artificiels (⁹⁹Tc, ^{238/241}Pu, ..) qui se retrouvent dans une partie des déchets solides et des solutions en évaporation.

GESTION DES EFFLUENTS PAR LAGUNAGE ET DES DÉCHETS SOLIDES PAR ENTREPOSAGE SUR LE SITE

Il existe sur ce site (100 hectares) un ensemble de bassins répartis sur 30 hectares permettant la décantation de la fraction solide de l'effluent final de l'usine (bassins B3, B5 et B6) et l'évaporation/concentration de la fraction liquide (bassins B7 à B12). Tous ces bassins sont des ICPE. Le transfert des liquides des bassins de décantation vers les bassins d'évaporation est gravitaire. Depuis le début de la production de UF_4 une très importante partie des boues et divers matériaux ont été mis en dépôt, à partir de 2004 sur deux anciens bassins (B1 et B2) et ont été recouverts d'une couverture de matériaux naturels. Sur cette emprise il existe une réserve qui contiendra les résidus solides des bassins B3, B5 et B6 (voir ci-dessous). Aujourd'hui B3 sert à la gestion des eaux du site et repose sur des boues sèches mélangées à de la terre. Les bassins B1 à B6 ont été aménagés sur des résidus et des stériles d'une ancienne mine de soufre lesquels partiellement contaminés par des radionucléides provenant des bassins B1 et B2 non étanchés, au contraire des bassins B3 à B6 qui le sont. Il existe aussi au niveau des bassins d'évaporation un bassin de régulation des eaux pluviales isolé, contenant des boues sédimentées. Tous les dépôts de déchets solides sur les bassins B1 et B2, présents et à venir, sont et seront inclus dans l'INB Ecrin (Entreposage confiné des résidus issus de la conversion). L'INB et les bassins B3, B5 et B6 sont ceinturés depuis 2012 d'un mur étanche multi-composants souterrain de 10 m de hauteur, ancré de 2 m dans l'argile sous-jacente pour retenir les eaux de percolation et protéger ainsi les eaux souterraines. Les eaux de ruissellement sont récupérées à part. Toutes ces eaux sont traitées. Les bilans massiques et radiologiques des déchets contenus dans et sous les bassins) sont donnés dans le tableau 1.

72

CLASSIFICATION DES DÉCHETS SOLIDES, INVENTAIRES HISTORIQUE ET PROSPECTIF

Les déchets solides qui seront produits avant la mise en route de la nouvelle usine Comurhex-II (prévue en 2015) sont considérés par l'Andra comme des déchets historiques. Leurs caractéristiques physiques (déchets en vrac), chimiques (compositions mal définies) et radiologiques (radionucléides naturels et artificiels) et surtout les volumes en jeu ne permettent pas de les accepter dans un des centres de stockage des déchets opérationnels ou en projet. Leurs activités massiques sont en général supérieures à celles des déchets radifères FAVL et se situent dans la fourchette de celles des résidus miniers si l'on s'en tient aux radionucléides naturels, une part importante étant cependant contaminée en radionucléides artificiels. Dans les déchets, l'uranium et le thorium sont associés à diverses phases minéralogiques en cours d'identification et sur lesquelles l'Andra conduit des expériences de lixiviation. La quantité de déchets est comparable à celles de petits stockages de déchets miniers. Aussi l'autorité publique a-t-elle demandé à Areva d'envisager pour ces déchets (et ceux à venir) une gestion particulière in situ à court et à long terme (décret PNGMDR 2013-2015, articles 7-II et 16-II). C'est pourquoi les déchets Areva Malvési de type FAVL ne sont pas comptabilisés dans l'inventaire actuel des déchets FAVL.

La modification du procédé actuel de production de UF_4 couplée avec la mise en route de Comurhex-II doit notablement modifier la production et la gestion actuelle des effluents, et conduire à la production de colis de déchets TFA et FAVL. Par ailleurs, Areva prévoit un grand projet de traitement des solutions en évaporation conduisant aussi à des colis de déchets TFA (voir ci-dessous et tableau 1). La quantité de déchets de procédé à venir devrait en être réduite. Pour autant le volume cumulé des « nouveaux déchets » reste considérable. Areva l'estime à l'horizon 2050, de façon enveloppe à 250-300 000 m³. Cette quantité pourrait évoluer à la baisse.

Ainsi au total, vers 2050, près de 500 000 m³ de déchets radioactifs de type TFA et FAVL de typologie variée seront présents sur le centre de Malvési et risque d'y être stockés. Il faut y ajouter

aussi 1 300 000 m³ de déchets et stériles miniers de soufre dont une partie est contaminée. A titre d'exemple, un stockage typique de déchets miniers, comme celui de Bellezane, contient 1 550 000 tonnes de résidus miniers pour une activité de ²²⁶Ra de 50 TBq, et une activité totale supérieure d'un facteur 5 si l'on tient compte de celles de l'uranium, de ²³⁰Th et des stériles miniers qui s'y trouvent.

GESTION À COURT TERME – INB ECRIN

Depuis 2000 de grands travaux ont été réalisés : reprise du passif des déchets, mur de rétention autour des bassins B1 à B6, construction de la nouvelle usine Comurhex-II. De même, de grands programmes de R&D ont été lancés : modification du procédé d'obtention de UF₄, transformation des effluents liquides en solides et entreposage de colis de déchets. Enfin, l'INB Ecrin a également été mise en place.

Dans l'immédiat Areva doit poursuivre, la réalisation d'Ecrin afin de confiner durablement la radioactivité des déchets historiques solides. Il convient de regrouper dans cette INB, après leur déshydratation à 50 %, les déchets solides des bassins B3 à B6 (35 000 m³, 410 Bq/g, 4 à 6 kgU/tonne). Ils seront déposés dans la réserve à côté des bassins B1 et B2. L'ensemble des déchets sera consolidé et remodelé puis une couverture bitumineuse multicouche sera posée sur les déchets (fin prévue en 2017). L'emprise des bassins B3 à B6 vidés sera utilisée pour entreposer les déchets non historiques. La gestion des déchets de Malvési comporte aussi le rinçage et la décontamination des fûts de YC, leur compactage et leur envoi au CSA (quelques milliers de fûts par an). Les capacités d'accueil et radiologique de l'INB Ecrin sont de 400 000 m³ et de 120 TBq.

GESTION À MOYEN TERME, COMHUREX-II

La R&D menée par Areva a conduit à trois innovations aboutissant à une économie de réactifs, à une diminution de déchets et à leur meilleure gestion. Il s'agit de la séparation du flux de purification de celui de fluoration, de la mise en route progressive de Comurhex-II et du traitement des effluents nitrates. Comurhex-II a une capacité nominale de 21 000 tonnes/an de UF₄.

La neutralisation séparée des flux de procédés conduira à (1) des colis de déchets FAVL, solides radioactifs déshydratés confinant les radionucléides des effluents de purification, colis qui seront entreposés dans des casemates à construire sur les emplacements libérés des bassins B3 à B6, et (2) des fluorures provenant des effluents fluorés, qui pourront rejoindre la filière TFA. Le procédé de Comurhex-II diffère de celui de l'usine précédente essentiellement en transformant directement le nitrate d'uranyle en UO₃ tout en séparant les flux d'effluents. La dénitrification par « isoflach » en présence de gaz naturel conduira à des oxydes d'azote qui seront recyclés en acide nitrique. Enfin le grand projet TDN (traitement des nitrates entre 2018 et 2050) vise à reprendre les 450 000 m³ d'effluents liquides des bassins B7 à B12 et à traiter en ligne les nouveaux effluents. A terme, ces nitrates seront convertis en déchets solides TFA mis en big-bags (silico-aluminates confinant les radionucléides) et en effluents gazeux (CO₂, N₂, H₂O) pouvant être rejetés à l'environnement. Sans entrer dans le détail le procédé retenu (procédé pyrolytique/traitement vapeur THOR de Studsvik) a une capacité de traitement de 18 000 m³ d'effluents lagunés par an pour produire 5 700 m³ de déchets solides.

GESTION À LONG TERME

Areva examine la possibilité de la faisabilité d'un stockage de l'ensemble des déchets avec l'obligation de fournir aux autorités un rapport d'avancement fin 2014 et un dossier d'études de faisabilité pour fin 2017. Plusieurs options sont envisagées : type tumulus sous couverture ouvragée multicouche couvrant l'emprise du site actuel ou stockage à faible profondeur, entre 20 et 40 m, dans des argiles réductrices de l'ancienne mine de soufre attenante au site sous couverture multicouche, ou dans les marnes oligocène sous couverture remaniée. Ces études sont conduites selon les recommandations d'un groupe de 5 experts internationaux.

COMMENTAIRES DE LA COMMISSION

La Commission considère que les recherches et réalisations entreprises par Areva vont dans le sens d'une meilleure gestion des déchets du procédé de fabrication de UF_4 . A terme, il ne devrait exister que des déchets solides. Les caractéristiques (composition chimique et radiologique) des déchets à produire devraient être maîtrisées avec la mise en route de la neutralisation séparée des effluents et le programme TDN. Dès lors, leur stabilité et capacité de confinement des radionucléides pourront être établies sans trop d'incertitude, ce qui facilitera les calculs d'impact de l'analyse de sûreté pour leur mise en stockage. En revanche, les caractéristiques définitives des déchets historiques seront plus difficiles à établir en vue d'un stockage. La Commission souligne la nécessité de suivre l'évolution de leur minéralogie et leur comportement vis-à-vis de la lixiviation comme dans le cas des résidus de traitement des minerais d'uranium stockés sur les sites miniers. Les compositions de ces déchets sont proches.

Les recherches allant vers la possibilité d'un stockage des déchets sur site sont dans la ligne des recherches d'un site de stockage FAVL et de TFA conduites actuellement par l'Andra. Toutefois à Malvézi il s'agit d'un site de stockage imposé présentant un choix restreint d'implantation des installations. La Commission souligne l'importance qu'il y a à connaître les termes source, les contextes géologique, géodynamique et hydrogéologique et le comportement des radionucléides au sein des déchets et de l'environnement en vue d'adapter le concept aux contraintes locales.

Tableau 1

Valeurs estimées des quantités et activités des déchets entreposés sur le site Areva Malvési (données Areva et Andra -Inventaire national des déchets)											
B1	B2	B3	B5	B6	B7	B8	B9	B10	B11	B12	Bx
280 000 m ³ de boues sèches et divers matériaux, 90 TBq à 490 Bq/g (410 000 tonnes). (1)		56 700 m ³ de boues décantées, 9 TBq à 230 Bq/g (70 000 tonnes) (2)									(3)
1 300 000 m ³ stériles miniers de soufre dont 200-300 000 m ³ contaminés à 1 Bq/g.					450 000 m ³ de liquides contenant 130 000 tonnes de nitrates (U à moins de 0,5 mg/L en U, ²²⁶ Ra et ⁹⁹ Tc)						
Détails											
U à 51 MBq/kg (²³⁸ U, ²³⁴ U, ²³⁴ Th ²³⁴ Pa), à activité égale U est 5 10 ⁴ fois plus abondant que ²³⁰ Th											
1- 490 Bq/g dont 380 Bq/g dus aux émetteurs alpha. 50 %U et 50 % ²³⁰ Th et 1 % autre (99Tc-3,1 Bq/g, ^{238a242} Pu-22 Bq/g, ²⁴¹ Am-1,8 Bq/g, ²³⁷ Np- 1 Bq/g)											
77 000 m ³ de boues (hydroxydes de U, ²³⁰ Th et des impuretés du YC - Si, Fe, Na, Ca, V, Mo - et CaF ₂ , contaminés par des radionucléides artificiels, 162 000 m ³ de mélange de boues et de terre, 43 000 m ³ de matériaux de couverture.											
2- 230 Bq/g dont 160 Bq/g dus aux émetteurs alpha. 23 000 m ³ de déchets divers mélangés à la terre inerte sous B3, U pour 50 GBq et Ra pour 25 GBq, 23 000 m ³ (28 600 tonnes) dans B5, U, ²³⁰ Th, Ra pour 6,3 TBq et 14 300 m ³ (17 700 tonnes) dans B6 pour 2,8 TBq											
3- Bx : bassin de régulation, 80 000 m ³ de boues sédimentées pour 0,4 TBq contenant 8,9 tonnes de U, 119 tonnes de Cd, 126 tonnes de Cu, 2 tonnes de Hg et 4 tonnes de Se											
Valeurs estimées des quantités et activités des déchets de procédé à venir (données Areva et Andra, PNGMDR)											
Flux purification (sulfates)				Flux de fluoruration (fluorures)				Déchets TDN (aluminosilicates)			
450 m ³ /an, 1700 Bq/g, 19,3 kgU/tonne				900 m ³ /an, 3 Bq/g, 60 gU/tonne				5 700 m ³ /an, 17 Bq/g, 0,5 gU/tonne			
Tous les solides contiendront environ 50 % d'eau et une fraction de sels solubles au plus égale à 10 %.											

ANNEXE V

LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS À LA COMMISSION EN 2014-2015

ANDRA

- Suites données par l'Andra au projet Cigéo à l'issue du débat public – Andra – 2014.
- Mise à jour du Programme industriel de gestion des déchets (PIGD) – 3 juin 2014.
- Rapport annuel d'avancement des travaux réalisés dans le laboratoire de recherche souterrain en 2013 – 24 juin 2014.
- Tableau de bord des connaissances sur les colis MAVL prévus dans Cigéo – synthèse du 30 juin 2014.
- Rapport d'activité et développement durable – Andra – 2013.
- Le journal de l'Andra – Edition nationale – N°18 – été 2014.
- Document Marine and petroleum geology – Vol. 53 - Maurice PAGEL - May 2014.
- Plan de développement des composants du projet Cigéo – Déclinaison suivant l'échelle TRL (ISO 16290:2013) – 5 septembre 2014.
- Les essentiels 2015 – Inventaire national des matières et déchets radioactifs.
- Note sur les équations et les valeurs des paramètres retenues dans les simulations du comportement Thermo-Hydro-Mécanique en grand du Collovo-oxfordien – 27 mars 2015.
- Comparaison factuelle des températures et des contraintes effectives maximales atteintes dans le Callovo-Oxfordien pour les concepts de quartier HA étudiés depuis le Dossier 2005.
- Tableau de bord des connaissances sur les colis MAVL prévus dans Cigéo – Synthèse au 30 mars 2015.
- Déchets radioactifs : rapport de veille – Veille internationale sur les projets de stockage géologique des déchets à haute activité et/ou à vie longue et sur la gestion des déchets radioactifs – avril 2015.

CEA

- Rapport d'activité 2013 – CEA/DEN/DIR – juin 2014.
- Rapport annuel 2013.
- Les réacteurs du nucléaire à caloporteur sodium – monographie de la Direction de l'énergie nucléaire – novembre 2014.
- Mémento sur l'énergie – Edition 2014.
- Elec Nuc – Les centrales nucléaires dans le monde – édition 2014.
- Résultats programme R&D comportement des colis enrobés bitumeux – 23 décembre 2014.

ANNEXE VI

CIGEO : DIMENSIONNEMENT DE LA ZONE HA

PARTICULARITÉ DES COLIS HA

Les colis HA, au contraire de la plupart des déchets MA, dégagent une quantité de chaleur importante. Toutefois la puissance qu'ils produisent décroît au cours du temps. Pour cette raison, les déchets MA seront stockés les premiers ; en revanche l'essentiel des déchets HA sont ou seront entreposés en surface pendant plusieurs dizaines d'années, notamment dans les installations d'Areva à La Hague, pour réduire la puissance qu'ils dégageront au moment où ils seront stockés. On envisage aujourd'hui de stocker les déchets HA à partir de 2075 au lieu de 2045 dans le Dossier 2009 ; l'hypothèse de 2099 est examinée.

Une exception est toutefois constituée par les colis de déchets dits HA0, qui occuperont 75 alvéoles. Ces déchets existent déjà, ils sont en quantité réduite et leur puissance thermique est en général modérée. On peut donc les stocker plus tôt que les autres colis de déchets HA, dits HA1 et HA2, plus nombreux (ils nécessiteraient 1473 alvéoles). Certains restent d'ailleurs à produire dans les centrales du parc électronucléaire.

Même compte-tenu de la période d'entreposage, lorsque ces colis seront mis en place dans le stockage, à partir de 2075 pour les HA1-HA2, vers 2040 pour les HA0, leur puissance thermique restera importante. Elle entraînera une augmentation progressive de la température du massif rocheux, jusqu'à plusieurs dizaines de degrés au voisinage des colis de déchets. La chaleur produite diffusera par conduction thermique dans l'ensemble du massif, se répartira dans un volume de plus en plus grand et finira par être évacuée à la surface du sol après une durée qui se chiffre en millénaires. Toutefois, comme la puissance produite décroît au cours du temps, le phénomène connaîtra d'abord un paroxysme : la température dans le voisinage des colis atteindra un maximum (après moins d'une centaine d'années en paroi d'alvéoles HA2 mais après plusieurs siècles sur l'entraxe entre deux alvéoles parallèles) puis elle diminuera sous l'effet de la réduction de puissance de la source et du transfert de chaleur vers tout le massif.

79

LE DIMENSIONNEMENT DES QUARTIERS HA

Un quartier HA a une forme générale rectangulaire. Il comprend un ensemble de galeries d'accès, parallèles entre elles, qui permettent d'accéder aux alvéoles orientés dans la direction perpendiculaire. Les alvéoles sont en général placés suivant des lignes parallèles coupées soit par les galeries d'accès, soit par une vingtaine de mètres de massif rocheux entre fonds de deux alvéoles consécutifs. Le quartier est ainsi quadrillé par les galeries et les lignes d'alvéoles. Le nombre d'alvéoles par ligne est un enjeu important des optimisations actuelles.

La température maximale atteinte au voisinage des colis, l'instant où elle est atteinte, mais aussi d'autres quantités, comme l'énergie totale produite, la répartition des températures dans l'espace et dans le temps, les contraintes induites dans le massif, résultent du dimensionnement du stockage. Celui-ci prend en compte la durée d'entreposage initial des colis, la longueur des alvéoles, le nombre de colis dans un alvéole, les espaces laissés entre alvéoles alignés et l'espacement entre alvéoles parallèles.

Le dimensionnement doit tenir compte d'une autre contrainte. L'autorisation de stocker qui pourrait être accordée vers 2020 après examen de la demande de création mentionnera un périmètre souterrain au sein duquel le stockage devra être réalisé. Ce périmètre est défini aujourd'hui par la Zira (rapport CNE N°6). La Zira doit être capable d'accueillir tous les déchets produits par le parc actuel. La quantité de déchets à accueillir est définie par convention sur la base d'une durée de vie de 50 ans des centrales existantes et en supposant le retraitement des matières concernées. Ces hypothèses pourraient devenir caduques, par exemple du fait d'une durée de vie supérieure des centrales ou d'un arrêt du retraitement. En cas d'arrêt du retraitement, il faudrait stocker directement

des combustibles usés non retraités qui dégagent une puissance thermique plus grande que les déchets HA dont le stockage est envisagé aujourd'hui. Il faut donc disposer de marges de dimensionnement pour accueillir le cas échéant des colis plus nombreux ou plus chauds.

UN DIMENSIONNEMENT ROBUSTE DOIT ÊTRE DÉFINI POUR LA DAC

Hormis le cas des déchets HA0, qui ont vocation à être stockés rapidement, le stockage des déchets HA commencerait donc à partir de 2075. Il est probable que le dimensionnement que l'on peut imaginer aujourd'hui ne sera pas exactement celui qui sera retenu à cette époque : les techniques auront changé, les connaissances auront progressé et on bénéficiera d'un recul plus important qu'aujourd'hui sur le comportement du massif. Néanmoins il est indispensable de démontrer aujourd'hui – plus précisément au moment du dépôt de la DAC, en 2017 – qu'on dispose d'au moins un dimensionnement robuste qui satisfait l'ensemble des critères d'acceptation, que ce soit pour la période d'exploitation, où le stockage est ouvert, ou la période ultérieure, pendant laquelle la sûreté doit être assurée de manière passive. Les générations suivantes pourront modifier le concept retenu aujourd'hui, mais la preuve doit être faite dès maintenant qu'au moins un tel concept existe.

Disposer d'une solution, certes révisable mais robuste et suffisante, est donc impératif.

CRITÈRES THERMIQUES DE DIMENSIONNEMENT D'UN QUARTIER HA

Dans le massif, le transfert de la chaleur produite par les déchets s'effectue essentiellement par conduction. La ventilation des galeries joue un rôle mineur. La conduction est un processus physique bien connu, en général facile à modéliser assez précisément ; en effet les paramètres qui le décrivent dans le sous-sol ont des valeurs beaucoup moins dispersées que, par exemple, ceux qui décrivent l'écoulement de l'eau. On peut donc calculer de manière fiable les distributions de température dans l'espace et au cours du temps. Il subsiste inévitablement une incertitude mais elle est faible.

Il faut disposer de critères qui permettent de juger si le dimensionnement retenu conduit à des températures calculées acceptables. Ces critères portent sur les conditions de travail (température des parois de galerie et des équipements électriques inférieure à 50 °C, température de l'air ventilé inférieure à 26°C en présence de personnels), sur la tenue des matériaux (température des colis bitumes inférieure à 30 °C, température inférieure à 90 °C en tout point de la roche, inférieure à 450 °C au cœur des verres des colis HA et à 70 °C en périphérie quand le contact avec l'eau est réalisé après plusieurs millénaires, inférieure à 65°C dans les bétons même en l'absence de ventilation et à 80 °C en situation incidentelle) et, à beaucoup plus long terme sur l'absence de transformations minéralogiques (que pourrait provoquer une température de 70 °C maintenue pendant 10000 ans). Dans les dimensionnements anciens le critère de température inférieure à 90 °C jouait un rôle particulier : en le satisfaisant, on tendait à satisfaire de fait tous les autres.

CRITÈRES MÉCANIQUES DE DIMENSIONNEMENT D'UN QUARTIER HA

L'échauffement a aussi des conséquences mécaniques : la dilatation de la roche et de l'eau modifie les contraintes et la pression de pore dans le massif rocheux. Un premier critère, l'absence de rupture en cisaillement, paraît atteint facilement. Le second est relatif à l'absence de contraintes effectives de traction qui sont susceptibles d'engendrer une micro-fracturation thermo-hydro-mécanique. En raison des changements récents du dimensionnement, c'est ce second critère mécanique qui est aujourd'hui le plus critique ; il relègue au second rang le critère de température maximale de 90 °C dans la roche.

Son origine est la suivante : l'accroissement de température autour d'un alvéole conduit à une dilatation de la roche et donc à des contraintes additionnelles. L'analyse de ces contraintes est compliquée par le fait que sa distribution résulte de deux effets qui n'ont pas les mêmes symétries. Un alvéole unique engendre des isothermes cylindriques, des contraintes radiales additionnelles compressives et des contraintes orthoradiales qui sont moins compressives et peuvent même être

des tractions. En revanche il existe une dissymétrie entre la direction horizontale, le long de laquelle on trouve un grand nombre d'alvéoles parallèles dont les effets thermiques s'ajoutent et limitent les déplacements et la direction verticale, suivant laquelle il y a une seule couche d'alvéoles, de sorte que les déplacements ne sont pas empêchés.

De plus la roche contient de l'eau, qui, sous l'effet de l'échauffement, se dilate bien plus que la fraction solide. La pression de l'eau contenue dans les pores augmente donc. Comme la roche est peu perméable, l'eau s'écoule difficilement et la résorption de l'accroissement de pression n'est que très progressif. On sait que la roche peut se micro-fracturer si la pression de l'eau est supérieure à l'une des contraintes régnant dans la roche (la différence est dite « contrainte effective de Terzaghi », qui ne doit donc pas être positive, c'est-à-dire être une traction). En fait il existe une petite marge, dite résistance à la traction, mais il est fréquent qu'on n'en tienne pas compte par prudence. Il y a donc compétition, du point de vue du critère de Terzaghi, entre deux effets, l'accroissement de pression d'eau et la modification des contraintes, qui ont tous deux pour origine l'échauffement de la roche. La contrainte compressive qui croît le moins, est la plus critique car c'est celle qui risque de violer la première le critère de Terzaghi. La combinaison des symétries fait que le point le plus critique est à mi-distance des alvéoles où la direction orthoradiale se confond avec la direction verticale. La pression de pore y augmente alors que la contrainte verticale n'évolue pas dans le sens d'une compression nettement accrue.

Le risque est donc d'ouvrir une micro-fracturation qui sera orientée préférentiellement dans la direction horizontale, accroîtra la perméabilité initialement très faible et permettrait des circulations locales accrues de l'eau.

Ce problème avait déjà été envisagé par l'Andra dans les Dossiers 2005 et 2009 mais il a pris une acuité nouvelle à partir de 2012.

NOUVELLES VALEURS DES PARAMÈTRES, DIMINUTION DU NOMBRE D'ALVÉOLES ET DE GALERIES

Depuis le dépôt du Dossier 2005, l'Andra poursuit des investigations mécaniques. En plus des essais réalisés sur éprouvette dans des laboratoires de surface, des données nouvelles ont été apportées par de nombreux essais, dont des essais thermomécaniques réalisés dans le laboratoire souterrain. La sismique 3D, effectuée en 2010, fournit également des enseignements sur la vitesse des ondes dans les diverses couches traversées et donc sur la raideur du matériau à plus grande échelle. Ces données ont conduit à préciser les valeurs des paramètres. Cette révision est un processus nécessairement assez long : le massif est hétérogène et anisotrope, les techniques utilisées sont nettement distinctes dans leur principe et présentent chacune des biais possibles qui doivent être évalués ; il faut donc accumuler beaucoup de données avant de décider de modifier dans les calculs la valeur d'un paramètre. De plus le comportement poro-thermo-hydro-mécanique de l'argilite est incontestablement complexe. Ce processus a conduit à plusieurs évolutions dans la connaissance des paramètres.

La perméabilité moyenne de la roche paraît plus faible que supposée initialement. Les mesures basées sur des méthodes transitoires sont nombreuses, mais leur interprétation suppose un modèle préalable assez complexe. Plus récemment, elles ont été complétées par des mesures en régime permanent dont les résultats sont moins dispersés et plus simples d'interprétation. L'Andra prend donc à présent en compte comme référence ces valeurs car elles sont devenues plus nombreuses. La variabilité de la perméabilité ne semble pas corrélée avec la position verticale ou horizontale dans la couche. La valeur médiane retenue par l'Andra a diminué d'un ordre de grandeur par rapport à celle retenue en 2005. Cette évolution confirme que la diffusion sera le mécanisme prépondérant de transfert des radionucléides, qui sera en conséquence extrêmement lent pour certains d'entre eux (actinides). En revanche elle implique aussi que la dissipation de la surpression de l'eau engendrée par l'échauffement est un processus encore plus lent qu'envisagé initialement.

On remarque aussi que l'Andra ne prend pas en compte dans ses calculs les anomalies de la pression interstitielle naturelle qu'elle pense avoir mises en évidence lors d'essais en sondage ; les raisons devraient en être expliquées.

La raideur de la roche – et donc la raideur de la « boîte » qui contient l'eau – apparaît au contraire plus forte que prévu. Dans les Dossiers 2005 et 2009, le module de Young était de 4000 MPa. L'Andra dispose aujourd'hui des résultats d'environ 200 essais de laboratoire ; les valeurs du module de Young sont dispersées avec une moyenne à 5900 MPa et une médiane à 5300 MPa. Les valeurs déduites de la vitesse du son dans la couche sont plus du double (16 700 MPa sur la totalité du Cox) – et encore plus pour la partie supérieure du Cox, dite couche USC (Unité Silto-Carbonatée). En principe l'écart devrait être plus faible. L'Andra explique cette anomalie par le comportement non-linéaire de la roche, bien identifié au laboratoire : la raideur est une fonction décroissante de la contrainte appliquée. Or les ondes sonores ne sollicitent que le domaine des petites variations de contrainte ; les phénomènes thermiques qui affecteront le Callovo-oxfordien créeront des contraintes additionnelles plus élevées et, pour les décrire, il faut donc choisir une raideur moins grande que la raideur « dynamique ». L'Andra a donc choisi des valeurs de 6000 MPa (et 12 500 MPa dans l'USC), plus élevées qu'en 2005 et 2009, plus élevées aussi que la moyenne des résultats d'essais de laboratoire récents, mais sensiblement inférieures aux valeurs « dynamiques ». Ce n'est pas un choix déraisonnable, mais une incertitude demeure ; d'ailleurs l'Andra examine la valeur de 9000 MPa en variante.

Toutes choses égales d'ailleurs, l'augmentation de pression de l'eau à la suite d'un échauffement est plus grande.

On note que le critère de température maximale utilisait essentiellement deux paramètres relatifs au massif, la conductivité et la diffusivité thermiques du massif (K_m, k_m). Le critère de Terzaghi utilise, en plus, les constantes élastiques, le module et le coefficient de Biot, la perméabilité, les coefficients de dilatation différentielle, la porosité ($E, \nu, M, b, K_r, \alpha_m, \alpha_G, \phi_0 \dots$), ce qui accroît sensiblement les incertitudes d'autant qu'on a la certitude que le comportement, en fait, est non linéaire, de sorte que ces coefficients représentent, au mieux, une valeur moyenne.

Par ailleurs le dimensionnement du stockage a changé. En concertation avec les producteurs, l'Andra a cherché des optimisations de son concept. L'une d'entre elles consiste à allonger d'une vingtaine d'années la durée d'entreposage avant mise en stockage (85 ans au lieu de 60-70 ans en 2005 et 2009). Il en résulte une énergie thermique totale dégagée plus faible ($1,6 \cdot 10^{10}$ J/m² sur 8,4 km² au lieu de $2 \cdot 10^{10}$ J/m² sur 8 km² dans le scénario de base de 2009). Une autre optimisation est d'envisager des alvéoles plus longs (100 m en référence pour les déchets HA1 et HA2, 80 m pour les HA0, au lieu de 40 m en 2005 et en 2009 ; 150 m est envisagé pour l'avenir). Le long d'une ligne complète d'alvéoles, perpendiculaire aux galeries d'accès, on trouve donc des colis, de puissance thermique un peu réduite, disposés dans des alvéoles avec des intercalaires semble-t-il moins nombreux ; et entre deux lignes d'alvéoles consécutifs, soit une galerie d'accès aux alvéoles – mais il y en a moins – soit une vingtaine de mètres de roche entre deux fonds d'alvéole. Une ligne d'alvéoles recoupait une quinzaine de galeries d'accès dans le Dossier 2009 ; il y en a six dans le dessin actuel ; elle comportait 30 alvéoles de 40 m dans le Dossier 2009 ; elle comporte 12 alvéoles de 100 m dans le dessin actuel. Ainsi, si la puissance thermique par unité de longueur d'un alvéole n'a guère changé (129 W/m au lieu de 125 W/m : la puissance des colis a diminué mais on a enlevé des intercalaires dans les alvéoles), la puissance thermique moyenne le long d'une ligne entière d'alvéoles a sensiblement augmenté. La longueur d'une ligne d'alvéole a sensiblement diminué (1,4 km au lieu de 2 km).

CONSÉQUENCES DU NOUVEAU DIMENSIONNEMENT : ÉCARTEMENT ACCRU DES LIGNES D'ALVÉOLES

Les calculs montrent – comme l'intuition le suggère – qu'il n'est pas plus difficile avec ce dessin de respecter le critère de température inférieure à 90 °C dans la roche (les températures les plus élevées sont atteintes au plus près de l'alvéole et dépendent donc principalement de la puissance thermique par unité de longueur d'un alvéole, qui n'a guère changée) mais qu'en augmentant

la puissance thermique le long d'une ligne on augmente aussi les températures à plus grande distance avec des conséquences pour les pressions de pore.

L'Andra a conduit des calculs numériques avec ces nouvelles valeurs de paramètres mécaniques et ce changement de géométrie.

Les deux modifications – la meilleure connaissance des valeurs des paramètres physiques et le raccourcissement des lignes d'alvéoles – contribuent chacune à peu près pour moitié à l'accroissement, pour un écartement constant donné, de la pression de l'eau dans les pores.

La pression de l'eau atteint donc, avec l'espacement entre alvéoles prévu dans le Dossier 2009, des valeurs élevées. Le critère de Terzaghi n'est plus satisfait quand on conserve l'espacement initial ; il est notamment violé à mi-distance entre deux alvéoles. Pour le satisfaire de nouveau en conservant une densité linéique moyenne élevée, il faut écarter significativement les alvéoles les uns des autres. Dans l'exemple des colis HA-C2, l'espacement entre deux alvéoles, qui était de 14,4 m dans le Dossier 2009, est passé à une valeur de 36 m en fin d'APS (et jusqu' à 51 m pour d'autres colis). Les alvéoles sont plus longs, mais il y en a moins sur une même ligne, et le quartier HA devient oblong : il était compris dans un rectangle de 4 km x 2 km dans le Dossier 2009 qui deviennent 6 km x 1,4 km en fin d'APS. L'avantage économique est sensible : le nombre d'alvéoles passe de 5000 à 1500, le linéaire de galeries passe de 100 km à 50 km, les galeries étant plus longues mais moins nombreuses. Un inconvénient est que sur sa plus grande largeur le quartier HA vient buter sur les limites de la Zira – et pourrait même en sortir quand on tient compte des boucles qu'il faut réaliser en ses deux extrémités pour faire tourner le tunnelier, si cette option de creusement est conservée.

CONCLUSION

Le dimensionnement du quartier HA doit être effectué en vérifiant que plusieurs critères thermiques et mécaniques sont vérifiés. On peut observer qu'à l'intérieur d'une famille de dessins proches un critère est souvent « dimensionnant » : s'il est satisfait, les autres le sont de fait aussi. Dans les dessins de 2009 le critère de température inférieure à 90 °C dans la roche s'avérait dimensionnant. Dans les dessins récents, c'est l'absence de micro-fracturation thermique qui joue ce rôle. La prévision des températures, qui repose sur les lois de la conduction thermique, est plus robuste que la prévision des contraintes effectives, qui repose sur des lois physiques plus complexes et le choix de paramètres plus nombreux et plus difficiles à acquérir. La Commission estime donc que les dessins proposés actuellement risquent de nécessiter des marges plus importantes.

La Commission considère que l'Andra a conduit une bonne étude préliminaire du problème posé par l'apparition de contraintes effectives de traction et donc d'une possible micro-fracturation thermique. Néanmoins beaucoup reste à faire. Au minimum, de nouveaux calculs qui tiennent compte de la non-linéarité du comportement thermo-poro-élastique devraient être conduits. L'extension des zones susceptibles d'être mises en traction effective devrait être analysée, ainsi que sa sensibilité aux paramètres du modèle. De ce dernier point de vue, les incertitudes sur ces paramètres doivent être encore précisées et leurs effets sur les résultats des calculs mieux évalués. Plus fondamentalement, les conséquences pour l'EDZ, le statut de l'eau liée, les conséquences éventuelles des effets différés, le rôle que peuvent jouer des phénomènes non encore complètement pris en compte comme la production de gaz doivent continuer à être évalués. C'est un effort d'assez longue haleine et, pour la DAC de 2017, il faudra retenir un dessin suffisamment prudent pour tenir compte de ce que certaines connaissances ne sont pas encore complètement acquises.

Des essais thermiques en place ont déjà été effectués par l'Andra. Mais leur échelle reste réduite et, si l'on a bien su mesurer et expliquer les évolutions de la température, c'est moins vrai pour les pressions de l'eau dans les pores et encore moins pour les contraintes et déplacements. Il serait important d'imaginer des essais de grande échelle, ce qui peut requérir de longues durées, en s'appliquant à les concevoir pour qu'une mesure de qualité des grandeurs les plus importantes soit possible.

La liaison avec les préoccupations de sûreté, et donc avec l'évolution éventuelle de la perméabilité après fermeture, doit être faite. La micro-fracturation thermique peut engendrer un accroissement de la perméabilité naturelle. On ne sait pas bien apprécier la gravité de ce phénomène, s'il venait à apparaître. On peut envisager deux stratégies. La première consisterait à adopter un dimensionnement très prudent pour conserver des marges larges vis-à-vis de l'apparition d'une micro-fracturation. Une autre stratégie consisterait à étendre l'analyse jusqu'aux conséquences d'une micro-fracturation et à évaluer ses effets du point de vue de la sûreté pour montrer éventuellement qu'un dimensionnement prudent reste raisonnable. De ce dernier point de vue, il semble que l'accroissement de perméabilité dû à la micro-fracturation se fasse surtout dans la direction horizontale ; et qu'une micro-fracturation très faible puisse être susceptible d'engendrer une augmentation de volume des pores suffisante pour faire chuter sensiblement la pression de l'eau et arrêter l'extension de la zone micro-fracturée. Les perméabilités envisagées en 2005, plus grandes qu'aujourd'hui, faisaient néanmoins déjà de la diffusion le mode prépondérant de transport des radionucléides. Ces considérations relativisent quelque peu les craintes. Mais inversement les critères ont été examinés par l'Andra à une échelle locale et la Commission n'a pas pu se faire pour l'instant une idée claire de l'étendue des zones susceptibles d'être affectées par une micro-fracturation, ni non plus de la sensibilité de cette extension aux incertitudes. En un mot on ne sait pas encore apprécier la distance qui sépare l'apparition d'une première micro-fracture, bénigne à elle toute seule, de la création d'une large zone continue endommagée. Cette étude doit être conduite. Elle pourra profiter de l'apport d'analogues géologiques, des exemples d'hydro-fracturation thermique naturelle des matériaux argileux ont été décrits.

ANNEXE VII

CIGEO : R&D SUR LES MATÉRIAUX

SPÉCIFICITÉS DE CIGÉO HORS INSTALLATIONS DE SURFACE ET OBJECTIFS DE LA R&D SUR LES MATÉRIAUX

L'exploitation de Cigéo est prévue sur une durée de 100 à 120 ans. Des aléas ou des décisions liées à la réversibilité du stockage pourraient conduire à prolonger cette période. Cela nécessite de maintenir en état sur une centaine d'années les puits, les descenderies et les galeries d'accès aux alvéoles de stockage. Les colis de stockage des déchets (ou les colis primaires de déchets éventuellement stockés tels quels) doivent pouvoir être récupérés et d'une façon générale doivent durer en l'état le plus longtemps possible. Ils constituent en effet la première barrière de confinement de la radioactivité. Les scellements du stockage doivent être « étanches » sur des périodes de plusieurs millénaires, c'est à dire conserver la faible perméabilité sur laquelle est fondée l'analyse de sûreté (10^{-16} m^2). Les qualités des matériaux de revêtement/soutènement des galeries (bétons), des colis (bétons et aciers) et des scellements (bétons et argiles gonflantes) doivent être adaptées à ces différentes périodes de temps, dans la mesure où ils ne peuvent pas être réparés en tous cas après fermeture du stockage.

La R&D sur ces matériaux vise donc à établir les lois de comportement concernant leur résistance mécanique et leur dégradation/corrosion dans les conditions de stockage : fortes contraintes anisotropes, contact entre eux et avec l'argilite du Cox ou tout simplement à évaluer leur résistance dans des situations accidentelles comme un incendie.

85

REX, OUTILS ET PLANNING DES ÉTUDES DE R&D SUR LES MATÉRIAUX

Il existe un important REX sur les bétons, les aciers et les argiles de type bentonite qui ont déjà été utilisés pour la construction d'ouvrages industriels de diverses tailles en surface ou en sub-surface. Les dossiers de connaissances de l'Andra font état des connaissances actualisées en 2012 sur ces matériaux particulièrement dans les domaines en rapport avec le stockage géologique. Elles tiennent compte dans la mesure du possible de ce que les durées à considérer pour Cigéo sont inhabituelles, supérieures à celles pour lesquelles la tenue des matériaux est généralement certifiée.

L'Andra conduit la R&D sur les matériaux parallèlement et/ou de façon concomitante avec des essais technologiques qui les mettent en œuvre, soit dans ses propres installations ou celles de son groupement de laboratoires, soit dans le laboratoire souterrain de Meuse Haute-Marne (LSMHM), soit encore en participant aux grandes collaborations internationales dédiées au stockage géologique des déchets. La commission a traité de ces points dans ses précédents rapports.

Le plan de développement de l'Andra (PDD, remis à la Commission en octobre 2014) cadence les recherches pour les composants de Cigéo : liaisons surface-fond, alvéoles MAVL, alvéoles HA, ouvrages de fermetures et pour leurs sous-composants. Pour chaque composant l'Andra a établi des logigrammes qui s'étendent jusqu'à la mise en service industrielle de Cigéo vers 2035, la phase pilote industrielle permettant de les qualifier pour les exigences recherchées (niveau 9 de l'échelle TRL). Le PDD détaille les enjeux, les études et les recherches à conduire jusqu'au niveau des sous-composants.

La date de dépôt de la DAC, fin 2017, est le premier jalon de la R&D, notamment pour les matériaux. L'Andra devra avoir vérifié à cette date qu'ils sont aptes à remplir leurs fonctions assignées en environnements représentatifs (TRL 6).

La confrontation des documents « Dossiers de connaissances » de 2012 et « PDD » de 2014 permet de suivre l'évolution de la R&D en particulier sur les matériaux et sur leur mise en œuvre. Le PDD de Cigéo présente une vision à long terme qui devra être actualisée si nécessaire.

BÉTONS ET MATÉRIAUX CIMENTAIRES

Le béton sera utilisé pour le revêtement des liaisons surface-fond, le soutènement des galeries et des alvéoles MAVL, la confection des conteneurs pour les colis de stockage de nombreux déchets MAVL, le remplissage de l'annulaire des alvéoles HA et les massifs d'appui des scellements. Les propriétés des bétons dépendent de leur formulation qui peut être très variée. Les objets en béton comme les conteneurs peuvent être armés ou contenir des fibres. L'utilisation du béton est parfaitement maîtrisée en génie civil et ce matériau permet de répondre à de nombreuses exigences du stockage. Pour autant il y a des cas qui demandent encore à l'Andra de poursuivre des études. La R&D est donc orientée tant sur les formulations de certains bétons que sur la mise en œuvre des bétons ou matériaux cimentaires (pompée, autoplacement, ...) laquelle demande la construction d'objets ou d'ouvrages de grande taille.

a) Revêtements

Les revêtements des différentes galeries et le soutènement des alvéoles MAVL, d'épaisseur variant selon les cas autour du mètre, seront en bétons haute performance (BHP). Les formulations des BHP à base de ciment Portland et de ciments plus compliqués sont au point. La R&D de l'Andra porte sur des essais de mise en œuvre à diverses échelles pour dimensionner et pour préparer des démonstrateurs pleine échelle en phase industrielle pilote.

b) Conteneurs MAVL

Les conteneurs MAVL protègent les colis primaires de déchets et doivent donc respecter les exigences d'exploitation notamment la robustesse en cas de chute lors du gerbage, et en situation accidentelle la résistance à des agressions thermiques. Ils doivent permettre d'évacuer les gaz de radiolyse, tenir au rayonnement gamma et, en toute circonstance, limiter la dissémination des substances radioactives. L'Andra a sélectionné 5 types de conteneurs en béton, C1 à C5, avec plusieurs variantes de couvercles et d'agencements internes (poids à vide 8 à 12,5 tonnes, poids des armatures et/ou fibres métalliques de 0,4 à 0,8 tonnes, poids en charge jusqu'à 18 tonnes). L'Andra prévoit la construction de 72 000 conteneurs. Le béton utilisé est un BHP dont la formulation a été mise au point dès 2005 pour répondre aux exigences de stockage en alvéole MAVL. Des prototypes ont été réalisés et testés. Il reste essentiellement à optimiser la mise en œuvre du BHP à une échelle industrielle. L'Andra étudie des possibilités de co-stockage de plusieurs colis contenant des déchets de natures différentes. Leur compatibilité dépend, entre autres facteurs, de la migration (diffusion et sorption) des espèces chimiques hydrosolubles de dégradation de la matière organique à travers le béton des conteneurs. Le risque est qu'elles pourraient complexer les radionucléides et les rendre plus mobiles dans le Cox. L'Andra a un programme de recherches sur le co-stockage incluant le thème de la migration des produits organique dans le béton.

c) Annulaire

Afin de minimiser les efforts mécaniques subis par le chemisage et les effets des produits de l'oxydation de l'argilite sur la corrosion (voir ci-dessous) l'Andra étudie une formulation d'un matériau à base cimentaire (coulis béton/bentonite) pour combler le vide annulaire entre le chemisage et l'argilite altérée par le creusement des micro-tunnels HA. Ces études s'accompagnent d'essais de mise en place.

d) Massifs d'appui

Le principe des scellements est d'utiliser un noyau en argile gonflante d'une trentaine de mètres de long emprisonné entre deux massifs d'appui en bétons de bas pH. L'hydratation progressive du noyau assure par expansion le contact avec l'argilite avec une perméabilité globale de 10^{-16} m^2 bien que la perméabilité de l'argile gonflante soit beaucoup plus faible (10^{-18} m^2). Chaque scellement (5 puits, 2 descenderies, galeries et alvéoles) présente une configuration particulière. Il nécessite la dépose totale ou partielle des revêtements. Les scellements sont des ouvrages conséquents dans lesquels de nombreux phénomènes mécaniques et physicochimiques entrent en jeu. Les bétons bas pH, étudiés par l'Andra depuis une dizaine d'années, ont des formulations spéciales. Il s'agit de mélanges binaires ou ternaires de ciment Portland, de fumée de silice (FS) et de cendres

volantes (CV), très riches en FS et CV. Ils visent essentiellement à minimiser l'endommagement de l'argilite ou de l'argile à leur contact en réduisant le pH du panache alcalin (réduction de 3 unités pH par rapport à un béton classique). A cet égard l'Andra étudie les propriétés de plusieurs formulations (paramètres THM) mais aussi la rhéologie des bétons pour leur mise en œuvre et la modification physicochimiques des interfaces entre ces bétons et l'argilite ou l'argile. Ces modifications seraient limitées à une épaisseur d'une dizaine de centimètres en 100 000 ans pour le béton (et insignifiantes pour les argiles gonflantes). L'Andra étudie aussi sur maquettes plusieurs formes géométriques des massifs d'appui pour résister aux poussées de l'argile gonflante.

ARGILES GONFLANTES

Les argiles gonflantes des noyaux des scellements sont des mélanges de bentonite type MX80 en poudre, granulés ou briques et de ciment. L'Andra dispose d'un REX très important sur l'hydratation de la bentonite (pression de gonflement en fonction de la densité à sec, perméabilité à l'eau et aux gaz, ...) et son comportement dans des maquettes représentatives de scellements (interaction avec l'environnement immédiat, béton, argilite, ...). Des expériences sont en cours dans le LSMHM devant donner des résultats avant 2017. L'Andra étudie plus particulièrement le comportement hydro-mécanique-gaz de la zone d'argilite endommagée au droit des scellements sous la poussée du gonflement (auto-colmatage) responsable de la diminution de perméabilité globale des scellements.

ACIERS

Les aciers seront utilisés pour le chemisage des alvéoles HA, les conteneurs des colis de déchets HA et de quelques colis HAVL. L'Andra étudie donc la corrosion des aciers dans les conditions environnementales évolutives des alvéoles HA remplies de colis de déchets : augmentation de la température et de la pression, variation de l'intensité du rayonnement et passage progressif en milieu réducteur saturé en eau.

a) Chemisage

Le PIGD prévoit d'abord le dépôt des colis HA0 en alvéoles (celui des colis HA1 et 2 est pour 2070 et après). Le chemisage d'un alvéole HA0 sera constitué de tubes raccordés (diamètre 76,2 cm, épaisseur 2,54 cm) sur 80 m, inclinés à 2 %. Il doit assurer la protection mécanique du conteneur HA le plus longtemps possible, mais il n'est pas étanche à l'eau. L'Andra a retenu aujourd'hui une nuance d'acier déjà utilisée dans l'industrie pétrolière : API 5L X65.

En absence d'oxygène et pour une température inférieure à 90 °C l'extrado du chemisage au contact direct de l'argilite se corrode (corrosion généralisée) comme tous les aciers et perd environ 10 micromètres/an de son épaisseur mais avec des vitesses de plus en plus faibles en raison de la formation des produits de corrosion protecteurs par passivation de l'acier. En milieu oxydant et lors de transitoires acides (oxydation des pyrites en acide sulfurique et réactions annexes) les vitesses sont plus élevées, comme sous rayonnement au-delà d'un débit de dose de 80 Gy/h. L'Andra étudie sur de nombreux échantillons et depuis plusieurs années les effets des principaux paramètres caractérisant l'environnement local du chemisage (teneurs en O₂, pH, T, débit de dose, ..) ainsi que les mécanismes microstructuraux mis en jeu (formation d'oxyde/hydroxyde/carbonate de fer et d'hydroxo-chlorure de fer). Des expériences in situ dans le LSMHM sont en place. Un phénomène redouté serait la corrosion sous contrainte donnant des microfissures. La présence d'un matériau cimentaire dans l'annulaire des alvéoles imposant un pH élevé au contact de l'extrado du chemisage favorise la passivation de l'acier et évite tout risque de fissuration intra ou inter granulaire.

Les études multi-échelles de tenue mécanique du chemisage ont lieu sur des maquettes (avec ou sans vide annulaire) afin de connaître/préciser les conditions de flexion radiale (ovalisation, tenue des jonctions, ...) et de flambement. Elles ont débuté depuis quelques années et l'Andra est en mesure de faire des simulations qui montrent que les caractéristiques du chemisage retenues permettent de garantir l'existence d'un jeu colis-chemisage pendant des temps bien supérieurs à

la durée d'exploitation du stockage et de protéger les colis longtemps après (centaines d'années). Pour ce qui concerne le flambement les expériences se poursuivent en laboratoire en tenant compte du REX de l'industrie pétrolière sur les tubes enterrés. Le temps caractéristique d'apparition du flambement serait de 500 ans.

Toutes ces expériences nécessitent évidemment de connaître au mieux le comportement physico chimique et thermo-hydro-mécanique de l'argilite qui est la préoccupation constante de l'Andra.

D'ici 2017 l'Andra pourra simuler la corrosion et la déformation thermomécanique du chemisage et faire des choix quant à son dimensionnement et sa construction. En 2017 l'Andra doit produire un concept crédible de stockage des déchets MAVL dans lequel le rôle de l'hydrogène engendré par la corrosion des aciers sera un point important. L'hydrogène engendré par la corrosion de l'acier du chemisage sera le premier produit en grande quantité dans le stockage, le choix de cet acier est important.

b) Conteneurs MAVL

Deux types de conteneurs en acier C6 et C7 (poids à vide 1 à 1,5 tonnes, poids en charge jusqu'à 15 tonnes) seront utilisés pour stocker 240 gros colis de déchets MAVL ne renfermant pas de matière organique (ou très peu). La nuance d'acier utilisée est susceptible de subir une corrosion généralisée.

c) Conteneurs HA

Tous les colis de déchets HA (55 000 dont 4150 HA0 peu exothermiques) doivent être mis en conteneur pour limiter le débit de dose à 10 Gy/h à la paroi externe, interdire l'arrivée d'eau au contact du colis primaire pendant la phase thermique (<350 ans) puis pendant la décroissance de l'activité. La durée d'intégralité des colis de stockage joue un rôle capital dans l'analyse de la sûreté du stockage après sa fermeture du stockage. L'Andra a sélectionné 6 modèles de conteneurs dont 5 seront monoplace ou biplace pour les colis primaires HA0. L'Andra étudie l'acier forgé P285NH pour les construire. Des prototypes ont été réalisés selon des procédés que l'Andra qualifie de fiables et reproductibles. Les premiers colis HA0 de puissance inférieure à 200 W/colis seront mis en dépôt dans des conteneurs biplace (2 m de long, 63 cm de diamètre, 6,5 cm d'épaisseur).

A terme le conteneur HA sera en présence d'eau, puis d'argilite et/ou du matériau de remplissage de l'annulaire. Au cours de la dégradation du chemisage le conteneur HA sera de plus soumis à des contraintes mécaniques ponctuelles. Les simulations (à poursuivre) montrent que dans les conditions les plus sévères l'acier resterait dans son domaine de déformation élastique pendant plusieurs centaines d'années. Cela contribuerait ainsi à minimiser le risque de corrosion sous contrainte. Néanmoins des études de tenue mécanique de structures comportant des microfissures sont prévues.

L'Andra conduit le même type d'étude sur l'acier du conteneur HA (et la soudure du couvercle) que sur l'acier du chemisage : corrosion et résistance mécanique dans les conditions dégradées de son environnement.

L'Andra sera en mesure en 2017 de choisir l'épaisseur du conteneur et d'établir un dossier de définition, fabrication et contrôle du conteneur.

COLIS PRIMAIRES MAVL EN STOCKAGE DIRECT

L'Andra étudie la possibilité de stockage direct de 70 000 colis primaires (sur les 176 000 à stocker). En l'absence de conteneur de stockage il faut montrer que les divers matériaux qui constituent ces colis primaires permettent d'assurer leur robustesse mécanique nécessaire pour les mettre en dépôt, puis ensuite leur résistance aux agressions en situations incidentelles ou accidentelles (incendie par exemple) et aux altérations physicochimiques. En tout état de cause, les colis ne doivent pas perdre leurs propriétés de confinement sur les périodes requises. Ces recherches incombent aux producteurs.

CONCLUSION

Les propriétés des matériaux qui seront utilisés pour construire Cigéo et assurer la sûreté du stockage en exploitation et après fermeture sont étudiées depuis que le concept de stockage géologique est à l'étude. Les matériaux (bétons, aciers, argiles) et leur mise en œuvre dans les ouvrages de Cigéo doivent d'une façon générale assurer le confinement de substances radioactives avant la fermeture du stockage et le plus longtemps possible après, même si les analyses de sûreté montrent que celle-ci repose in fine sur les propriétés du Cox. Le REX sur ces matériaux est considérable tant au plan fondamental que sur leur utilisation en génie civil. La R&D sur les matériaux que conduira l'Andra avant le dépôt de la DAC doit préciser/consolider les valeurs de certains paramètres qui gouvernent leur évolution, afin d'assurer la crédibilité des modèles et simulations pour Cigéo.

ANNEXE VIII

SPÉCIFICATIONS D'ACCEPTATION DES COLIS PRIMAIRES DE DÉCHETS MAVL DANS CIGÉO

La définition du processus du dépôt des colis de déchets dans les alvéoles de Cigéo est un préalable à la mise en service du stockage. Ce processus repose sur les spécifications d'acceptation des colis de déchets, le contrôle du respect de ces spécifications et les agréments d'acceptation contractés entre l'Andra et les producteurs de déchets.

Les spécifications d'acceptation des colis de déchets dans Cigéo définissent les caractéristiques et les performances que doivent satisfaire les colis de déchets pour être acceptés dans ce stockage. Elles garantissent, sous réserve du contrôle que les colis respectent les spécifications, que tout colis sera conforme aux exigences de sûreté tant en exploitation qu'après fermeture du stockage. La démarche pour établir les spécifications passe par la connaissance aussi précise que possible des familles de colis de déchets primaires et des colis de stockage, par l'adéquation des colis au concept de stockage réversible. Celui-ci est fondé sur l'analyse de sûreté qui sera traduite, in fine, dans les règles générales d'exploitation (RGE) de Cigéo. Cette démarche est structurée par un dialogue itératif entre l'Andra et les producteurs. Ce dialogue est indispensable à l'Andra, tant pour la connaissance des colis que pour la conception du stockage, et est aussi indispensable aux producteurs pour gérer leur déchets et s'assurer que leurs propres colis seront acceptés dans Cigéo. L'Andra et les producteurs travaillent dans un souci d'optimisation économique pour stocker tous les colis de déchets, qu'ils soient en entreposage, en cours de production ou à faire. Les spécifications seront approuvées par l'ASN avant la mise en service de Cigéo.

91

Le contrôle du respect des spécifications intégrera, selon la nature des colis, plusieurs contrôles effectués à la fois chez les producteurs et dans les installations de surface de Cigéo et réalisés par les exploitants, l'Andra et l'ASN.

Enfin, des agréments entre l'Andra et les producteurs acteront que leurs colis seront mis en dépôt dans Cigéo.

Dans ce processus complexe le retour d'expérience de l'exploitation du CSA est mis à profit.

FAMILLES DE COLIS, CONNAISSANCES ET INCERTITUDES

Le PIGD peut être décrit de plusieurs façons selon les caractéristiques que l'on souhaite mettre en exergue. Pour le dépôt des colis dans Cigéo, l'Andra a défini des familles de colis sur la base de caractéristiques similaires permettant le même mode de gestion en exploitation (par exemple procédé de fabrication et documents attachés, contenu en radionucléides et en substances chimiques, puissance thermique, débit de dose, conteneur, matrice de conditionnement, ...). Il existe aujourd'hui pour le PIGD de Cigéo 79 familles de colis MAVL et 19 familles de colis HAVL dont la définition repose sur plus de 100 dossiers de connaissances pour 232 000 colis. Ces 98 familles sont toutes rattachées aux 31 « familles » de l'inventaire national des déchets radioactifs ou, pour les colis de déchets MAVL, aux « catégories » MAVL1 à MAVL6 qui distinguent les colis qu'elles regroupent par leur contenu de telle façon qu'ils soient stockables dans des alvéoles séparés (MAVL1 à 4) ou co-stockables dans un même alvéole (par exemple aujourd'hui MAVL4 et 5). Comme les études de R&D sur la co-stockabilité sont en cours les catégorisations actuelles pourraient ne pas être définitives.

Il est évident que la connaissance des caractéristiques des colis joue un rôle important d'abord pour les regroupements en familles puis in fine sur les spécifications d'acceptation. Les « dossiers de connaissances » des colis ne sont pas au même niveau de description pour les colis déjà faits, notamment les plus anciens, les colis en cours de fabrication et les colis à faire. Pour tenir compte des incertitudes l'Andra attribue un niveau de connaissance à chaque famille (de 0 à 3) qui lui

permet de prendre des facteurs de marges dans la progression de la conception du stockage (par exemple de 1,5 à 10 pour l'inventaire radiologique comprenant 144 radionucléides) et de dialoguer avec les producteurs pour améliorer ou reprendre le conditionnement des déchets, voire poursuivre la caractérisation des colis ou les reconditionner. De son côté l'Andra peut également poursuivre l'étude des performances à long terme des colis.

Il est clair que plus le niveau de connaissance des colis est élevé moins les marges à prendre en compte pour la conception de Cigéo sont grandes et plus la démonstration de sûreté est confortée. L'Andra tient à jour, à la demande de la Commission, un tableau de bord extrêmement précis de l'état évolutif des connaissances sur les colis à partir duquel les spécifications d'acceptation sont élaborées.

SPÉCIFICATIONS

a) Réglementation et méthodologie

D'une façon générale tout stockage de déchets radioactifs en exploitation dispose de spécifications d'acceptation des colis de déchets. L'arrêté du 7 février 2012 oblige les producteurs à les respecter et à conditionner des déchets en conséquence. Lorsqu'il s'agit d'un stockage en devenir, comme Cigéo, la fabrication des colis est soumise à l'accord de l'ASN, qui, pour cela, s'appuie sur les orientations de l'Andra pour la conception du stockage afin d'en assurer la sûreté en exploitation (situations normales et dégradées, situations incidentelles et accidentelles) et la sûreté après fermeture.

La méthodologie pour établir les spécifications repose sur la confrontation itérative entre les caractéristiques des colis et le concept de leur stockage. A partir de la connaissance des colis fournie par les producteurs, l'Andra examine à chaque stade des études de conception plusieurs possibilités : acceptation du colis en l'état selon le projet des spécifications de l'époque, améliorations/adaptations possibles du colis, révision de la conception de stockage, ... Ainsi les spécifications sont élaborées au fur et à mesure du dialogue entre l'Andra et les producteurs. Si, à la fin du processus les colis ne satisfont pas les spécifications finales qui seront alors en accord avec les RGE du stockage, ils devront être repris. La réglementation prévoit aussi que les RGE d'une installation nucléaire peuvent évoluer.

b) Spécifications préliminaires et définitives

L'Andra poursuit depuis 2012 un dialogue avec les producteurs de déchets pour établir une première version de spécifications préliminaires d'acceptation des colis primaires de déchets dans Cigéo, qui doit être finalisée à mi 2015 sur la base de la fin de l'APS, puis transmise à l'ASN avec le DOS en septembre 2015. Les spécifications en cours d'élaboration concernent uniquement les colis primaires qui seront mis en colis de stockage (d'autres spécifications viseront, éventuellement, la mise en stockage direct de colis primaires). La version des spécifications préliminaires qui sera jointe à la DAC en 2017 intégrera sur la base des études d'APD, les derniers ajustements en conformité avec les RGE de Cigéo également incluses dans la DAC. Enfin les spécifications définitives seront fixées lors de la demande de mise en service de l'installation.

L'Andra et les producteurs mettent en place une organisation pour gérer ce long processus visant à assurer que les colis rempliront les fonctions qui leur sont attribuées dans le stockage. Les problèmes à résoudre sont nombreux pour respecter, en exploitation, les exigences de confinement des radionucléides (recours éventuel à un colis de stockage confinant), les dérogations pour quelques colis ne respectant pas une exigence, le cas de colis historiques, les agréments, les contrôles et la recherche d'un optimum technico-économique.

c) Nature des spécifications

Les spécifications en cours d'élaboration (et celles qui leur succéderont) ne sont pas établies par famille de colis mais couvrent l'ensemble des familles, sauf si cela est nécessaire pour quelques familles en raison de spécificités. En revanche les agréments concernent chaque famille.

Les spécifications traitent des exigences sur le conteneur, des matériaux utilisés pour le conditionnement des déchets ou leur blocage ou le remplissage du conteneur. Elles distinguent les colis faits et à faire. Elles comportent des valeurs quantitatives pour certaines exigences, des valeurs qualitatives et des valeurs à déclarer ou des valeurs limites pour d'autres exigences et distinguent enfin des exigences d'exploitation comme la tenue à la chute. Les exigences quantitatives sont des seuils supérieurs (poids, géométrie, taux de vide, contamination surfacique, dégagement d'hydrogène, substances interdites), les exigences qualitatives concernent les substances organiques et les valeurs déclarées concernent les inventaires radiologiques et chimiques. Elles traitent également des conditions administratives et des contrôles auxquels les colis doivent satisfaire et prennent en compte une certaine flexibilité pour des cas particuliers.

La déclaration des inventaires en radionucléides (et des toxiques chimique) qui fait toute la spécificité des déchets radioactifs est relative à la sûreté à long terme conformément au guide 2008 de l'ASN.

CONTRÔLE DU RESPECT DES SPÉCIFICATIONS

Dans le processus d'acceptation des colis, le contrôle du respect des spécifications est capital puisque c'est l'assurance que les colis sont conformes pour le stockage.

Les spécifications sont pour partie liées à la fabrication des colis. Ceux-ci sont produits chez les producteurs selon des référentiels de production autorisés par l'ASN (spécifications de production) qui impliquent un ou plusieurs contrôles de la qualité de tous les colis et qui permettent d'archiver d'éventuelles non conformités. Depuis 1990, l'Andra surveille au CEA et à Areva les activités de contrôle de fabrication des colis de déchets MAVL et HAVL (examens des documents, audits et inspections sur les processus et suivis de conformité inscrits dans les PAQ et les PCQ). Les modalités de cette surveillance sont définies dans des accords adaptés à chaque situation. Cette activité sur les sites de production est une première vérification du respect des spécifications. Pour les colis fabriqués avant 1990 les seuls documents de conformité des colis sont ceux des producteurs et de l'ASN. La surveillance de l'Andra est alors documentaire. Avant leur envoi à Cigéo les colis entreposés seront contrôlés par les producteurs, notamment pour vérifier que la réglementation des transports est respectée.

Pour l'acceptation des colis dans Cigéo, l'Andra, en accord avec les producteurs, procédera à des contrôles afin de vérifier que les colis sont tels qu'ils ont été envoyés (contrôle en ligne pour tous les colis) et que les valeurs spécifiées et déclarées des producteurs inscrites dans les spécifications sont respectées (contrôle par prélèvements de colis dans une famille chez le producteur avant l'envoi à Cigéo). Ces contrôles seront effectués par l'Andra dans les installations de surface de Cigéo (ou par l'Andra chez le producteur).

Les contrôles par prélèvements concerneront un pourcentage des colis de chaque famille, pourcentage dépendra essentiellement du niveau de connaissance des colis, du système assurance-qualité mis en place lors de la fabrication des colis (notamment de la traçabilité) et de l'existence éventuelle d'autres intervenants que les producteurs dans la chaîne de production des colis. Dans ce processus, la meilleure représentativité de l'échantillonnage des colis d'une famille est évidemment recherchée. Plusieurs paramètres seront mesurés dans les installations de surface de Cigéo par des méthodes non destructives : inventaire radiologique (spectroscopie gamma), absence de déchets interdits, homogénéité, vide (imageries), émetteurs alpha (interrogation neutronique/photonique), puissance thermique, dégazage, corrosion des fûts. Il est aussi prévu la possibilité de micro prélèvements. En cas de non-conformité de colis une solution de stockage sera recherchée : complément de conditionnement, nouvelle solution de stockage, dérogation particulière ou renvoi chez le producteur.

Ces contrôles impliquent qu'une (ou deux) plateforme performante de mesures polyvalente soit implantée à Cigéo. Certaines techniques de mesure sont disponibles, d'autres doivent être développées pour atteindre le niveau de maturité 8 sur l'échelle TRL et cela demande une R&D conséquente. Des techniques comme la mesure du dégazage sont longues à mettre en œuvre. La recherche d'un optimum technico-économique se pose.

CONCLUSION

L'élaboration des spécifications d'acceptation des colis primaires de déchets dans Cigéo résulte d'un travail itératif entre l'Andra et les producteurs de déchets. Il consiste à prendre en compte les caractéristiques des colis établies par les producteurs (et l'Andra pour les propriétés à long terme) et à les confronter aux possibilités d'un concept de stockage réversible dans le Cox qui relève de l'Andra. L'optimisation technico-économique de leur stockage passe par la recherche d'une convergence entre les possibilités d'amélioration de la robustesse des colis primaires ou celle parer à des défaillances et tient compte des exigences de sûreté. Les spécifications scellent alors les exigences que doivent respecter les colis pour être acceptés dans Cigéo.

Les spécifications sont vouées à évoluer avec le déroulement du projet.

L'Andra et les producteurs travaillent actuellement sur des spécifications préliminaires d'acceptation qui seront jointes à la DAC en 2017. Les spécifications définitives seront édictées par l'ASN à la mise en service de Cigéo. Elles intégreront les progrès réalisés de part et d'autre des partenaires, à cette époque, et seront conformes aux RGE de Cigéo.

L'Andra et les producteurs travaillent aussi sur la façon de contrôler que les spécifications seront respectées. A cet égard, la Commission prend acte du processus d'acceptation des colis de déchets dans Cigéo qui vise à une compréhension collective des problèmes de gestion des colis de déchets, mais elle attire l'attention sur la nécessité que le processus soit transparent.

ANNEXE IX

R&D SUR LE STOCKAGE DES DÉCHETS TFA, FAVL ET MAVL

GÉNÉRALITÉS

L'optimisation de la répartition des déchets radioactifs entre les filières de gestion existantes ou en projet est étudiée dans le cadre des PNGMR (notamment ceux des périodes 2010-2013 et 2013-2015). Leur destination est établie en fonction de trois critères majeurs : sûreté, possibilités techniques et possibilités économiques. Cette optimisation passe par la connaissance des caractéristiques des déchets, des possibilités techniques de leur traitement et de leur conditionnement industriels et par la prévision des comportements des colis en entreposage et en stockage. La R&D est conduite par les producteurs à la suite de l'expression des besoins exprimés par l'Andra, soit pour l'exploitation des stockages soit pour évaluer la sûreté des stockages à long terme. La R&D conduite par l'Andra concerne le comportement à long terme.

Pour la majorité des déchets, l'Andra et les producteurs ont les connaissances et les outils nécessaires pour faire, selon leurs ressources, une optimisation technico-économique ; néanmoins certains déchets font encore l'objet de R&D. Il s'agit des déchets pour lesquels on s'interroge sur la robustesse du conditionnement par rapport à un événement extrême, comme un incendie survenant en exploitation (déchets bitumés) ou sur un comportement difficilement prévisible à long terme en situation de stockage après la dégradation des colis (déchets pyrophoriques, salins, organiques). Les déchets à conditionner et les colis déjà faits sont en entreposage chez les producteurs. Les déchets à conditionner sont surtout des déchets MAVL issus des activités des usines UP1 ET UP2-400. En fait la mise à jour des données et des besoins concernant les colis de déchets est continue pour réduire au maximum les incertitudes.

La capacité d'accueil des stockages est un point important de l'optimisation. A cet égard le démantèlement des réacteurs et des installations du cycle du combustible va produire des quantités importantes de divers déchets :

- les déchets FMAVC pourront être stockés dans le CSA et les déchets MAVL et HA dans Cigéo, avec les autres déchets technologiques et d'exploitation à venir ;
- le démantèlement des réacteurs de première génération (6 UNGG, Brennilis, Chooz, SPX) donnera 300 tonnes de déchets MAVL et 50 000 tonnes de déchets FMAVC.

Le flux prévisible de déchets TFA, dont environ 500 000 m³ de démantèlement (incluant 115 000 tonnes venant des réacteurs de première génération), pose, pour être géré, plusieurs problèmes :

- la réduction des quantités à mettre en stockage,
- l'augmentation de la capacité du Cires,
- et la recherche d'un nouveau site des stockage TFA,
- les déchets FAVL de démantèlement, les graphites des UNGG (17 000 tonnes), sont destinés au futur stockage SCR.

On examine ici les résultats des dernières des études qui concernent ces déchets (hors évaluation économique).

DÉCHETS TFA

Le Cires ne pourra accueillir, avant la fin de son exploitation dans son mode actuel en 2033, que 650 000 m³ de TFA. Il est quasiment déjà à demi rempli. La prévision des TFA à stocker vers 2030 est de 1 300 000 m³. La capacité du Cires peut être amenée à 950 000 m³ en augmentant de 40 % le volume des tranchées sans en modifier l'emprise. Ce sera insuffisant pour stocker tous les TFA

à cette époque. C'est pourquoi l'Andra cherche un site pour y implanter à la fois un stockage FAVL et un stockage TFA et étudie des solutions pour utiliser certains déchets TFA comme matériaux de remplissage (gravats concassés) ou comme matériaux pour fabriquer des conteneurs de déchets (aciers). Cela permettrait de soustraire à l'inventaire TFA une dizaine de milliers de mètres cubes de déchets par an.

Dans cette optique le recyclage des matériaux métalliques d'Eurodif est étudié par Areva et pourrait être étendu aux aciers des réacteurs. Le procédé serait une fusion de l'acier des échangeurs de température, des tuyaux, des étages de diffusion et des composants métalliques de l'usine d'enrichissement Georges Besse (GB1) préalablement décontaminés en surface (opération Prisme). Il serait mis œuvre dans des conditions conduisant à une décontamination supplémentaire en concentrant dans un laitier la radioactivité naturelle résiduelle de surface. Une installation pilote est prévue.

Environ 150 000 tonnes d'acier sont concernées et ce procédé induirait une réduction de 100 000 m³ de déchets puisque seuls 40 000 m³ constitués par le laitier iraient au Cires. L'acier décontaminé pourrait être réutilisé dans l'industrie nucléaire (conteneurs de colis de stockage par exemple). Toutefois de nombreux aspects : techniques, économiques mais également concernant la sûreté du stockage, comme par exemple l'introduction dans Cigéo de conteneurs métalliques en sus de ceux déjà prévus, sont à considérer pour valider un recyclage des aciers.

Si le procédé de fusion n'est pas retenu, les déchets métalliques décontaminés seront découpés et conditionnés par injection de ciment en colis coque-béton de 5 m³ (sauf quelques pièces) puis envoyés au Cires. Les barrières de diffusion en céramique de GB1 seront broyées et livrées au Cires en Big-Bag. Ceci représente au total environ 200 000 m³ en 10 à 15 ans.

96

Une autre possibilité pour réduire l'inventaire des déchets TFA est d'envisager un seuil de libération de déchets qui permettrait l'utilisation et le recyclage de matériaux en dehors du secteur nucléaire. En effet la réglementation française conduit à mettre en stockage TFA des déchets sans impact sanitaire. Cette option est examinée par l'ASN et dans le cadre du PNGMDR. Un aspect important de cette question est la mise en place du contrôle de la radioactivité des matériaux avant libération. Ce contrôle n'est pas trivial en raison de la très faible activité et des quantités importantes de matériaux.

Les producteurs de déchets et l'Andra sont attentifs aux problèmes de gestion des déchets TFA. Les quantités de déchets TFA qui proviendront, à l'horizon de la fin de l'exploitation et du démantèlement du parc nucléaire et des installations associées, ont été sous-évaluées et sont encore incertaines. Elles devraient être autour de 2 millions de mètres cubes.

DÉCHETS FAVL

L'inventaire des déchets FAVL (quantités, caractéristiques) présenté dans le rapport N°8 de la CNE (en Annexe X page 75) et les études pour les gérer restent valables, à quelques détails près (activités massiques de certains déchets). On donne ici les résultats des recherches concernant l'amélioration de leur caractérisation et les traitements envisagés pour les accepter ou non en stockage SCR.

Les études entreprises par EDF avec Studsvik (terminées en 2014) et avec le CEA pour décontaminer le graphite des empilements des réacteurs et éventuellement le brûler ont montré que la quasi-totalité de ³H et ³⁶Cl peut être éliminée de la masse du graphite broyé, mais que la décontamination en ¹⁴C n'est que partielle. Le procédé mis au point consiste à chauffer progressivement le graphite sous atmosphère contrôlée (carboxygazéification), à piéger les gaz émis puis à traiter les effluents de piégeage. Toutefois ce traitement de décontamination n'est pas suffisamment efficace pour le ¹⁴C, au regard des normes de rejets de ce radioélément, pour envisager la combustion du graphite. La construction d'un prototype de décontamination est suspendue.

Le CEA devait rendre un rapport sur les possibilités d'incinération/vitrification des colis d'enrobés bitumeux FAVL en 2013 mais il a été différé à 2015 pour conduire en priorité les études sur la

tenue au feu des colis de ces déchets. Compte tenu des expériences antérieures (2003-2005) un procédé d'incinération/vitrification a peu de chance d'être viable. Ainsi la seule perspective de gestion qui reste pour les colis bitumes classés FAVL est pour l'instant le stockage SCR.

Solvay envisage deux possibilités de traitement des RSB (résidus solides banalisés provenant du traitement de la monazite pour en extraire les terres rares) entreposés en vrac sur site à la Rochelle (8400 tonnes). Le premier est d'en extraire le thorium (35 tonnes) et les terres rares (1000 tonnes) ce qui réduirait les déchets de 7200 à 500 m³ de déchets TFA (partie du projet Valor de traitement de toutes les matières thorifères de Solvay). Le second traitement serait la déshydratation des RSB réduisant ainsi de moitié le volume à stocker en SCR. La décision de mise en œuvre de ces traitements est repoussée à mi-2016. Solvay considère que les déchets RSB sont plutôt de type minier et qu'un stockage de surface serait cohérent avec les dispositions à l'étude pour les déchets de Malvési. Dès à présent une augmentation de la capacité radiologique du Cires en thorium est à examiner.

Le rapport que doit remettre l'Andra au gouvernement et à l'ASN à mi-2015 sur la gestion des FAVL permettra l'étude de la conception du stockage SCR tenant compte des résultats des investigations géologiques en cours sur un site potentiel près de Soulaines. Cette étude se poursuivra de 2016 à 2018. Parallèlement les études en cours sur la caractérisation supplémentaire des graphites et des déchets d'enrobés bitumineux seront poursuivies de même que les études nécessaires pour permettre éventuellement d'accueillir les chemises de graphites, des déchets UNGG, des résines échangeuses d'ions et des bitumes FAVL dans Cigéo. Enfin d'autres quantités importantes de déchets FAVL non encore répertoriés pourraient apparaître (boues déshydratées et gypses de Malvési).

DÉCHETS MAVL

a) Colis de boues bitumées

Pour évaluer la sûreté en exploitation du stockage des colis primaires de boues d'enrobés bitumineux en alvéoles MAVL (colis bitume, familles F2-3-04 et 05, F2-4-03 et 04 de l'inventaire national 2012) il faut connaître leur résistance au feu et leur dégagement d'hydrogène de radiolyse. Pour le long terme, il faut connaître l'effet de la pression de leur gonflement sur le colis de stockage et l'argilite ainsi que les termes sources en sels et radionucléides. Dans son rapport N°6 (novembre 2012) la Commission a demandé aux producteurs de déchets et à l'Andra d'étudier le comportement en vraie grandeur des colis bitume lors d'un incendie représentatif des conditions d'exploitation de Cigéo et de lui présenter les résultats fin 2014.

Le CEA, AREVA, EDF et l'Andra (avec des collaborations universitaires) ont lancé en priorité un programme d'expériences de tenue au feu des colis bitume et ont remis à la Commission, en temps voulu, les documents décrivant les expériences, les résultats et leur interprétation ainsi que des compléments sur le gonflement des colis. Ils ont complété ces données par d'autres documents en réponse aux questions de la Commission.

La composition des boues produites par la STEL de Marcoule (1966-1996), par les ateliers STE2 et STE3 de la Hague (1989-2012) ainsi que leur conditionnement ont varié au cours du temps produisant six familles caractéristiques de colis bitume. Il est possible d'avoir une bonne représentativité des enrobés de chaque famille de colis (compositions mini et maxi) et de préparer en conséquence des enrobés (non radioactifs) de même composition pour les expériences. Les enrobés résultent du traitement thermique des boues lors de leur incorporation dans le bitume. Ils sont constitués de nombreux composés solides utilisés pour la co-précipitation des radionucléides présents dans les effluents des ateliers de traitement du combustible usé.

Le programme des expériences a été approuvé par la Commission en 2013. Il a comporté trois volets :

- étude des caractéristiques thermiques des enrobés à l'échelle du gramme ($T < 300$ °C),
- comportement des enrobés à l'échelle de 2 kg ($T < 300$ °C),

- comportement dans un incendie de colis de stockage renfermant 4 colis primaires d'enrobés.

Dans les deux derniers types d'expériences les conteneurs et les enrobés étaient instrumentés de thermocouple et le déroulement des expériences a été filmé. Les expériences du volet 1 ont nécessité la préparation de 105 et 48 échantillons pour couvrir respectivement les variabilités de composition de la STEL et de STE2/3. Celles du volet 2 ont porté sur 17 échantillons pour couvrir les 6 familles d'enrobés et celles du volet 3 ont porté sur 6 colis de stockage renfermant chacun 4 colis primaires.

◆ Tenue des enrobés bitumineux à une élévation de température

La nature des composés des enrobés de bitume pourrait conduire à des réactions exothermiques, voire à leur emballement, sous l'effet d'une élévation de température. C'est pourquoi il était nécessaire de mesurer les paramètres pouvant gouverner les dégagements thermiques dans des échantillons de diverses compositions en composés (typiquement une dizaine). Une étude par microcalorimétrie a été entreprise. Les interactions croisées entre composés sont nombreuses mais on dispose d'une méthode par plan d'expériences pour identifier l'importance de chacune et établir in fine la modélisation quantitative de leur contribution aux paramètres mesurés : chaleur dégagée, puissance, température maximum de l'échantillon, ... Les modélisations ont été faites pour des températures allant jusqu'à 300 °C pour toutes les familles d'enrobés bitumineux. Ces résultats numériques n'ont pas de signification chimique dans le sens de l'identification des réactions chimiques entre composés. Ils montrent et confirment cependant le rôle prépondérant des nitrates dans les dégagements de chaleur et ils montrent qu'il n'y a, en aucun cas, d'emballement des réactions dans la gamme de température explorée.

98

Les expériences sur les échantillons de 2 kg visaient à modéliser le transfert de chaleur et les modifications physiques consécutives dans les enrobés bitumineux chauffés par paliers jusqu'à 300 °C sur leur périphérie (T constante pendant 1h30). A cette température le cœur du bitume est porté à 250 °C et il n'y a pas d'inflammation.

Les fronts de changement physique du contenu des colis bitumes se propagent de la paroi du fût vers l'intérieur sous l'effet d'un fort gradient de température. Lorsque la température extérieure est constante la chaleur se propage par conduction avec apparition d'une transition vitreuse à 50 °C puis un changement de densité à 100 °C et apparition d'une convection à 150 °C. L'enrobé bitumineux passe ainsi à un endroit donné et durant un court instant à une température où se déclenchent les réactions exothermiques mais l'énergie dégagée, calculée à partir de la modélisation des expériences de microcalorimétrie est trop faible pour affecter les mécanismes physiques en jeu. Il n'y a pas de relâchement instantané de chaleur suffisant pour produire un auto échauffement localisé. Les modélisations montrent que cela serait encore vrai pour une quantité de bitume de 200 kg en raison de sa faible conductivité thermique du bitume.

Les prises de température spatiales et temporelles permettent la modélisation des phénomènes observés et leur extrapolation à l'échelle d'un colis primaire de déchets, tant pour la montée en température que pour les mouvements de convection. Pour un colis soumis à des températures de surface du conteneur au maximum de 150 °C la modélisation montre qu'il n'y a pas d'accumulation d'enrobés. La température de 150 °C correspond à celle atteinte dans les essais d'incendie en grandeur réelle (voir ci-dessous).

◆ Tenue des colis lors d'un incendie

Les expériences se sont déroulées en deux phases. Dans la première phase trois colis de stockage l'un contenant des fûts bitume pur et les deux autres des fûts d'enrobés bitumineux STEL et STE3 ont été successivement placés dans un four et soumis à une température de 950 °C pendant 1 heure. Les colis de stockage de type B2 (6 tonnes, armature métallique, béton de type BHP à fibres métallique avec ou sans fibres de polypropylène à 1 kg/m³, épaisseur de la paroi de 12 cm) ainsi que les colis primaires (fûts et contenu) étaient équipés de nombreux thermocouples (une centaine pour chaque conteneur de stockage et autant pour les 4 colis). L'enregistrement des données de chaque essai a duré plus de 40 heures.

Les résultats obtenus sont les suivants :

- la température n'a jamais excédé 150 °C sur les parois des colis primaires, 90 °C à 3 cm des parois et 50 °C au centre du colis ;
- les colis de stockage sans fibres de polypropylène se sont écaillés par plaques ponctuelles sur 1 cm de profondeur et sur 0,3 cm pour les colis fibrés ;
- la surface des enrobés bitumineux n'a pas présenté pas de traces de réactions chimiques et les parois des colis primaires ne sont pas altérées ;
- les colis de stockage sont restés manipulables après les essais.

Dans la deuxième phase des essais 2 colis de stockage instrumentés identiques à ceux des essais précédents ont été exposés à un feu de bois dans une enceinte simulant un alvéole MAVL (80 m³, paroi en béton cellulaire et brique réfractaire, ventilation de 0,8 m³/s). Deux essais de feu, avec un conteneur de stockage en place, ont permis de caler les conditions des expériences. Le feu a dégagé une puissance de 1,5 MW pendant 1 à 2 heures puis une puissance plus faible jusqu'à son extinction naturelle.

Les résultats obtenus pour les deux essais réels consécutifs avec les colis instrumentés montrent que :

- la température sur le béton des colis de stockage a atteint au maximum 600-650 °C sur la face exposée au feu qui s'est écaillée conservant une meilleure intégrité avec le BTH à fibres de polypropylène ;
- la température n'a jamais excédé 150 °C sur les parois des colis primaires et 110 °C à 3 cm des parois ;
- les colis primaires étaient intacts et les colis de stockage étaient manipulables.

Les résultats de tous les essais sont cohérents et peuvent être retrouvés par modélisation. Les conditions des essais couvrent largement les caractéristiques d'un feu en alvéole MAVL causé par exemple par l'incendie d'un chariot de manutention.

D'autres essais sont prévus dans les installations expérimentales mises en place. Ils permettront de tester la résistance d'autres conteneurs de stockage de colis de bitumes a priori plus robustes que ceux utilisés dans les premiers essais puisque l'épaisseur des parois en béton est de 20 cm.

◆ Tenue à la radiolyse, gonflement

La radiolyse du bitume qui a lieu autour des enrobés bitumineux produit principalement de l'hydrogène. Celui-ci se solubilise (5 %), diffuse, coalesce, provoquant le gonflement du bitume, puis s'échappe du bitume pour occuper l'espace libre prévu dans le fût lors de son remplissage. Les rendements de production de H₂ en fonction de l'énergie absorbée dans le bitume sont connus et des codes permettent d'évaluer que dans les colis de bitume les plus radioactifs la production ne peut pas excéder 10 L/an. Elle est d'ailleurs réduite à 3 L/an quelques années après leur fabrication.

Ainsi le volume d'hydrogène produit par radiolyse ne peut pas entraîner un gonflement susceptible d'endommager les colis de stockage, d'ailleurs perméables à la diffusion de l'hydrogène. L'hydrogène occupe au maximum le volume vide des colis primaires et du colis de stockage entre 100 et 200 L.

L'influence de la présence de H₂ dans les colis industriels de bitumes stabilisés (plusieurs années après leur production) ou dans le ciel des colis n'a pas été testée lors des essais à la chaleur et au feu. Elle reste faible et n'a pas de ce fait de conséquence prévisible sur leur comportement. Par exemple l'apport calorifique de l'hydrogène en cas de combustion est négligeable.

Le CEA a également montré que le gonflement des colis primaires suite à une reprise d'eau par les enrobés n'avait pas d'effet sur les colis de stockage.

b) Colis de déchets de métaux réactifs et/ou pyrophoriques

L'expression des besoins en R&D sur ces déchets remonte à 2007, les programmes ont été lancés par les producteurs (collaborations avec les universités et le CNRS) dès cette date et un point sera fait en 2015. La plupart de ces déchets restent à conditionner.

Les métaux réactifs concernent essentiellement des barres de contrôle de RNR en démantèlement. Elles sont constituées d'aiguilles de carbure de bore (B_4C) contenant 40 à 100 g de sodium résiduaire par aiguille après traitement à la vapeur d'eau. En vue de leur stockage, le CEA envisage un colis primaire constitué de ces aiguilles noyées dans du sable et placées en fût inox de 1,5 m³ (famille F2-4-15). Pour toutes les aiguilles cela représente 8 colis de déchets sodés ce qui correspond à 2 colis de stockage.

En situation d'exploitation, la présence de sodium dans la porosité de B_4C fait craindre un fort dégagement de chaleur et d'hydrogène dans l'hypothèse d'un contact eau-sodium. Des études (Andra, CEA, EDF) sont en cours pour réduire drastiquement les quantités de sodium (35 kg pour les 2 colis de stockage) en utilisant la carbonatation in situ du Na. Ce projet exige une bonne connaissance de la cinétique des réactions H_2O-Na en milieu poreux.

Les déchets dits pyrophoriques sont des matériaux métalliques (métaux ou alliages) massifs ou en morceaux plus ou moins gros réagissant quasi spontanément avec l'air. Pour éviter leur oxydation il suffit de les bloquer dans une matrice non inflammable. Le compactage des fines a le même objectif car il permet de diminuer considérablement la surface réactive des déchets et donc leur caractère pyrophorique. Cependant, même ainsi isolés, la dégradation d'un colis pourrait permettre la corrosion de ces métaux par l'eau. Pour l'aluminium dans le ciment, elle serait assez rapide : 300 micron/an. A défaut de trouver un inhibiteur de corrosion mélangé à la matrice, la R&D développée par l'Andra se concentre sur deux thèmes pour évaluer le dégagement éventuel d'hydrogène en situation d'exploitation de Cigéo : optimiser la formulation d'un liant industriel inerte adapté à chaque métal et mesurer la vitesse de corrosion dans différentes conditions.

Les déchets magnésiens MAVL (famille F2-4-09) sont des gaines du combustible métallique des réacteurs UNGG en alliage Mg-Zr ou Mg-Mn avec des traces d'uranium métal. Ils sont entreposés en fûts (vrac, galette, morceaux) à Marcoule dans 17 fosses et représentent 1100 tonnes (auxquels s'ajoutent 500 tonnes de FAVC). Le CEA étudie leur reprise.

Selon le procédé retenu, les fûts existants seraient compactés et les galettes obtenues seraient mises par trois dans un fût en acier inox (220 L) puis bloquées dans un liant de silico-aluminate de sodium contenant du fluorure de sodium (inhibiteur de corrosion). Chaque nouveau fût pourrait contenir jusqu'à 150 kg/colis de métal pyrophorique. Le liant choisi, sans calcium, appelé géopolymère (MGéo) contient moins d'eau que le ciment Portland et on peut contrôler ses propriétés physiques (fluidité, porosité) voire chimiques (contrôle du pH, ajouts possibles de sels). Une série de mesures a été effectuée sur des échantillons et des colis prototypes, inactifs ou contenant des gaines radioactives. Elles montrent :

- un très faible dégagement d'hydrogène (0,2 L/colis/an),
- une excellente tenue au chauffage (jusqu'à 500 °C) ainsi qu'à la radiolyse (microstructure conservée jusqu'à 10 MGy),
- une bonne résistance mécanique,
- l'absence de lixiviation du magnésium par des eaux cimentaires (seul Na est lixivié),
- la protection de l'uranium métal de toute réaction avec l'eau par le liant.

Des études complémentaires se poursuivent pour une caractérisation plus complète d'un tel colis offrant de très bonnes garanties de tenue en exploitation et en stockage. On attend 7500 colis.

Les déchets métalliques MAVL de structure des assemblages des combustibles « non UNGG » traités dans UP1, en vrac ou compactés, sont en général bloqués dans des coques béton ou des fûts métalliques par un liant hydraulique ou bien de ciment/bitume.

Les déchets MAVL de structure en aluminium ou en alliages d'aluminium issus du combustible UNGG entreposés à Marcoule sont beaucoup moins nombreux et moins pyrophoriques que les déchets magnésiens. Ils ne peuvent pas être cimentés. Une nouvelle matrice à base de ciment phospho-magnésien, d'acide borique et de nitrate de lithium est à l'étude. Elle inhibe la production d'hydrogène par passivation de l'aluminium. Plus de 1300 colis de 380 L sont attendus (famille F2-4-07).

Les fines de zircaloy provenant du cisailage des aiguilles des assemblages sont compactées et mises dans des colis CSD-C. Cela exclut tout risque de réaction pyrophorique.

c) Colis de déchets salins

Les colis de déchets salins actuels sont les boues et résidus des évaporateurs des STEL (concentrats) du CEA enrobés dans un liant hydraulique, le tout contenu dans des fûts ou conteneurs métalliques (ou béton) de 200 à 700 L (8500 colis, 3300 m³ essentiellement des familles F2-5-02 et 03). Ces déchets sont riches en divers précipités radioactifs plus ou moins hydratés dont une partie est très soluble dans l'eau. Outre le dégagement d'hydrogène de radiolyse ils peuvent être à long terme la source de solutions très riches en sels et en complexants minéraux. Ces solutions peuvent modifier la migration des radionucléides (champ proche et lointain).

Les colis de déchets salins à venir résulteront de la reprise et du conditionnement des boues de co-précipitation de STE2, encore entreposées en silos à la Hague et dont la composition chimique et les activités sont établies. Une partie de ces boues a été enrobée dans du bitume mais l'ASN a interdit en 2008 de poursuivre ce conditionnement, pour des raisons de sûreté de l'atelier UP3. Areva a donc conçu et caractérisé un nouveau colis, dit C5, qui, après entreposage, sera destiné à Cigéo (14 500 colis, 3900 m³).

Les boues séchées et pastillées avec du stéarate de magnésium comme adjuvant seront mises dans des conteneurs « respirants » en inox 316L munis d'un bouchon Poral (210 L, 555 kg dont 326 de boues) et immobilisées avec du sable. Areva a montré :

- que l'acier choisi résiste comme prévu à la corrosion généralisée ou sous contrainte en présence de vapeur d'eau (entreposage à la Hague ou dépôt en alvéole MAVL ventilés) ou d'eau liquide (long terme) ; la corrosion par piqûre en présence d'ions chlorures, provenant d'atmosphères chargées en embrun marin (entreposage à la Hague) ou de produits de radiolyse des boues (HCl) peut même être écartée ;
- que cet acier résiste également à des agressions chimiques plus violentes ;
- qu'en entreposage ou en dépôt dans les alvéoles de Cigéo, la seule source d'hydrogène (4 L/an, exceptionnellement 15 L/an) est la radiolyse dans les pastilles, la présence d'eau liquide libre dans et autour des colis étant exclue dans les conditions d'exploitation.

Par ailleurs Areva a mesuré les rendements de production des gaz de radiolyse des composés chimiques inorganiques (hydrolysés et hydratés) et organiques (TBP, stéarate) présents dans des boues de synthèse irradiées (1 MGy) et les boues de STE2. Areva a aussi mesuré les termes source radiologique et chimique de la lixiviation des pastilles par des eaux cimentaire (pH 11 à 13). Ces termes sources sont très faibles tant en radionucléides qu'en ions nitrates et sulfates ainsi qu'en sodium, en raison de la formation inattendue d'un composé insoluble (Na₃NO₃SO₄·H₂O). Les espèces chimiques relâchées, dont des traces d'acides organiques issues de la radiolyse du stéarate de magnésium, ont été identifiées et la migration des radionucléides modélisée.

Les trois axes d'études nécessaires à la caractérisation du colis C5 ont demandé plusieurs années. Le dossier de qualification est prêt pour être soumis à l'ASN.

d) Colis de déchets organiques

Ils sont divers et nombreux tant par leur provenance (Areva la Hague et Melox, CEA civil, CEA DAM) que par les matières organiques contenues (polymères chlorés ou non, cellulose, résine, ...) ou leur activité, notamment alpha s'ils contiennent des traces de plutonium et d'américium. Environ 40 000 colis renferment au total 3 600 tonnes de matériaux organiques (familles F2-3-10 et 13, F2-4-11, F2-5-04 et 05). La radiolyse alpha des molécules organiques génère de l'hydrogène et d'autres gaz tels que CH₄, HCl, HF, ... et les dégrade. Les produits de dégradation solubles dans l'eau (dits PDH – produits de dégradation hydrosolubles) sont des mélanges de molécules organiques multifonctionnelles possédant des propriétés complexantes et elles peuvent, à long terme, comme dans le cas des déchets salins mais pour d'autres raisons, modifier la migration des radionucléides dans les champs proche et lointain du stockage. On estime qu'il y aura 11 400 colis (6 600 m³) très contaminés en émetteurs alpha et 17 900 colis (15 000 m³) moins contaminés en émetteurs alpha.

Les études antérieures et actuelles des producteurs sur la radiolyse des colis industriels contenant des déchets organiques associées aux nombreuses études génériques du CEA, du CNRS et de partenaires universitaires sur la radiolyse des « organiques » ont permis d'établir une base considérable de données (plus de 3500) sur les rendements de radiolyse des produits organiques gazeux ou non (base Prelog – Polymères sous radiolyse pour l'étude des lixiviats organiques et des gaz). Prelog permet, grâce à des codes opérationnels, la modélisation des situations rencontrées en exploitation ainsi que des prévisions pour le long terme.

De même, l'identification des PDH a beaucoup progressé mais la complexité des mélanges de produits de dégradation est telle qu'il faudra encore beaucoup d'efforts pour les connaître tous. Aujourd'hui les compléments d'études concernent l'identification poussée des PDH et leur aptitude à complexer les actinides. Les composés étudiés proviennent de la radiolyse du polyuréthane, du polypropylène et du polychlorure de vinyle, et présentent tous au moins la fonction carboxylique. Ces études rejoignent celles conduites par l'Andra sur la production de gaz, des PDH et la migration des radionucléides dans toutes les conditions de stockage.

e) Autres déchets

Il existe en entreposage de nombreux déchets MAVL technologiques ou d'exploitation non conditionnés et les démantèlements en cours en produiront d'autres. Les typologies des déchets produits et à venir dans les 20 ans sont très variées. Leur conditionnement pourra être un conditionnement déjà utilisé ou un nouveau. Le choix nécessite de poursuivre, au-delà de la caractérisation des déchets, une R&D soutenue sur le conditionnement.

La plupart des colis industriels de déchets MAVL fabriqués en ligne ou en attente de livraison à Cigéo satisfont aux orientations des spécifications de stockage définies en commun par l'Andra et par les producteurs, spécifications qui devront être traduites en obligations et exigences dans les spécifications définitives.

La reprise des déchets non conditionnés exige la mise au point de nouveaux conditionnements adaptés à chaque famille de déchets. Ces conditionnements doivent en effet :

- augmenter la résistance des colis aux agressions physiques et chimiques prévisibles,
- permettre de minimiser l'émission d'hydrogène,
- permettre de minimiser la lixiviation des radionucléides lorsque les déchets seront au contact de l'eau.

L'Andra et les producteurs de déchets en collaboration avec leurs partenaires CNRS et Universitaires développent, depuis une dizaine d'années, des études pour produire de nouveaux colis. Les résultats acquis aujourd'hui sur des colis de déchets contenant des métaux réactifs, des sels solubles et/ou de la matière organique montrent qu'on peut significativement réduire la production d'hydrogène par des conditionnements appropriés et, s'agissant de la lixiviation de radionucléides et d'autres éléments, diminuer drastiquement les termes sources de ces colis.

ANNEXE X

R&D SUR LES ADS (ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM)

Une installation ADS résulte du couplage d'un accélérateur de protons de haute puissance et d'un réacteur sous critique à neutrons rapides via une cible de spallation. Un ADS industriel pourrait être utilisé comme source intense de neutrons rapides pour la transmutation d'actinides mineurs (AM) et la fission de plutonium, voire, dans ce cas, pour produire de l'électricité en plus de celle nécessaire à son fonctionnement. Dans cette perspective ADS et RNR seront soit complémentaires si les RNR sont uniquement électrogènes soit concurrents si les RNR peuvent transmuter les AM. L'époque où un choix entre RNR et ADS pour transmuter les AM pourrait être nécessaire est, dans l'optique française actuelle, très lointaine.

Plusieurs pays étudient la conception d'un prototype d'ADS. Le projet le plus avancé, Myrrha (Mol, Belgique), est développé au niveau européen depuis plusieurs années. Il vise le couplage entre un accélérateur linéaire de 600 MeV, 4mA, de fiabilité bien supérieure à celle qui est atteinte aujourd'hui (facteur 10), un réacteur sous critique de 65 à 100 MWth alimenté avec un combustible MOx (30 à 35 % Pu) refroidi avec un eutectique liquide plomb-bismuth (Pb-Bi) et une source de spallation Pb-Bi avec fenêtre. Myrrha pourra aussi être une source de neutrons rapides pour l'irradiation des matériaux pour les RNR (Rapport CNE N°7, page 38 et <http://myrrha/sckcen.be>).

La Commission suit la R&D qui est conduite sur la faisabilité de cette installation et sur les composants de ses trois parties.

Depuis 2007 l'IN2P3, le SCK-CEN et le CEA ont été impliqués dans le couplage d'une source de neutrons rapides de 14 MeV (Genepi), soit continue, soit pulsée, ou encore continue avec des interruptions de faisceau, avec un réacteur expérimental de puissance nulle (Venus) constitué de barres d'uranium métallique et de plomb (projet Guinevere, Euratom FP6). A ce projet a succédé Freya (Fast Reactor Experiment for hYbrid Applications, FP7), dédié à l'étude de la criticité de Venus dans différentes configurations et différentes conditions de fonctionnement de Genepi. En couplant ainsi les deux parties du montage expérimental on vise à mettre au point des procédures de suivi et de contrôle de la sous-criticité indispensables pour démontrer la sûreté d'un ADS. Freya doit se poursuivre encore pendant deux ans et explorer la réactivité de cœurs plus proches de celui de Myrrha.

Ces développements de l'instrumentation pour mesurer avec précision la criticité et sous-criticité d'un ADS (aujourd'hui à mieux que 200 pcm) sont évidemment incontournables. L'installation Guinevere a permis de démontrer que ces mesures sont reproductibles et elle vise à devenir une maquette de Myrrha.

Les accélérateurs linéaires de protons en service présentent lors de leur fonctionnement normal des instabilités, notamment des coupures de faisceaux qui les rendent inaptes, en l'état, pour être utilisés dans un ADS. Par ailleurs le faisceau doit être continu et la puissance des accélérateurs de ce type n'atteint aujourd'hui que 1,3 MW, alors que celle de Myrrha devrait aller jusqu'à 2,4 MW. Un accélérateur d'ADS doit être parfaitement stable (1 à 2 arrêts par mois de moins de 3 s). Le projet en cours, MAX (Myrrha Accelerator eXperiment, FP7, 2011-2014) coordonné par le CNRS pour améliorer la technologie du futur Linac supraconducteur de Myrrha a mobilisé plus de 10 partenaires (<http://ipnweb.in2p3.fr>). Les qualités espérées des composants du Linac qui ont été sélectionnés (injecteur, cavités d'accélération à basse et haute énergies, amplificateurs, ...) voire déjà testés avec succès, permettent d'envisager la réalisation d'un prototype fiable. Il reste qu'il faut impérativement poursuivre les recherches d'intégration des composants pour caractériser définitivement leurs performances. Certains composants n'ont jamais été construits complètement. C'est l'enjeu du programme de la partie accélérateur du vaste programme Myrte (Myrrha Research and Transmutation Endeavor, 7 partenaires, 2015-2018) qui globalement vise à consolider le « design » de l'injecteur de Myrrha. Myrte comporte aussi des parties portant sur la transmutation par ADS. La source de spallation européenne (ESS) en construction en Suède utilisera un accélérateur linéaire de protons de 2 GeV (5 MW) qui a beaucoup de similitudes avec celui prévu

pour Myrrha. Des recherches communes sont notamment conduites par le CNRS et le CEA au sein d'un programme de collaboration impliquant 17 pays. D'une façon générale l'augmentation de fiabilité se traduit pour toutes les applications des accélérateurs par un gain en temps d'utilisation et de qualité des résultats de recherche ou d'applications industrielles.

L'ADS Chinois (100 MWth), proche de la conception de Myrrha, est annoncé pour un démarrage en 2023.

Le développement du projet Myrrha tient compte des enseignements du projet Megapie qui a démontré la faisabilité d'une source de spallation au Pb-Bi liquide sous hélium : faisceau continu de protons de 575 MeV de 1,74 mA (soit 1 MW de puissance) déposant 650 kW dans quelques litres des 80 litres du circuit liquide de la source. La conception/construction de la source a débuté en 1999, elle a été installée à PSI en 2006. Après des expériences d'irradiation qui ont duré 4 mois, l'analyse des résultats a demandé 3 ans. Cette source a ensuite été transportée à Zwiilag pour démantèlement et les analyses destructives des matériaux viennent de s'achever. Cela représente donc au total 15 ans de R&D. C'est l'exemple typique d'une expérience de physique nucléaire internationale (8 pays ont participé, pilotage par la France) préalable au lancement d'un grand projet comme Myrrha, expérience qui elle-même demande de la R&D collatérale dans de nombreux domaines (publication du REX de Megapie en cours par le CEA).

Les enseignements de Megapie portent sur la production et les flux de neutrons, sur l'activation neutronique des matériaux et la physique/chimie de la spallation de Pb et Bi, sur la thermo-hydraulique de l'eutectique Pb-Bi pour évacuer la chaleur, sur la tenue/corrosion des matériaux de la cible et notamment de sa fenêtre et, sur l'inventaire en radionucléides produits dans l'eutectique, dont certains sont volatils ($^{208-210}\text{Po}$, ^{129}I , ...). Les résultats ont permis de valider différents codes de calculs. L'exploitation de Megapie a montré les points sensibles à examiner pour pallier les défaillances à redouter au plan de la sûreté.

Megapie a atteint tous ses objectifs scientifiques et technologiques et les résultats obtenus constituent un apport essentiel pour l'utilisation du Pb-Bi comme fluide de spallation mais aussi comme caloporteur. Ils montrent que des études complémentaires doivent être conduites pour Myrrha en vue du choix de la configuration de la cible de spallation (projet Myrte et programme interne du SCK-CEN).

Le projet Myrrha se consolide. Cette consolidation doit se poursuivre jusqu'en 2018. A cette date un dessin de pré-construction devrait être disponible en préalable à la décision du SCK-CEN et de ses partenaires internationaux de lancer la construction de Myrrha.

ANNEXE XI

ASTRID : INGÉNIERIE

La conception d'Astrid repose sur l'étude et l'assemblage de plusieurs Grands composants. Elle progresse au fil des avant-projets (AP) successifs (AP sommaires, APS1, APS2 et AP détaillé, APD3) et des revues de choix d'option qui fixent les orientations de R&D pour passer d'une étape à la suivante.

Le CEA est le maître d'ouvrage et le pilote stratégique du projet qui réunit environ 600 personnes.

A la fin de 2015 le CEA doit remettre un :

- rapport de fin d'AVP2 (APS2) synthétisant les quelques 2350 dossiers techniques établis durant les APS et justifiant les choix pour l'APD (3 ans de 2016-2019) ;
- le DOS d'Astrid démontrant comment le concept répond aux risques redoutés dans différentes situations de fonctionnement.

GRANDS COMPOSANTS

Les grands composants d'Astrid sont les suivants :

- le cœur du réacteur et le circuit primaire (1500 MWth, 2700 tonnes de sodium entre 400 et 550 °C) ;
- les assemblages de combustibles (300 tubes hexagonaux, 65 000 aiguilles, 4,7 millions de pastilles annulaires soit 26 tonnes de $UPuO_2$ et 16 tonnes de UO_2 ;
- le système de stockage interne des assemblages de combustibles usés (CU) et celui de leur évacuation sous hotte gaz par l'intermédiaire d'un rotor en cuve avec échange d'assemblages de combustible neuf ;
- le système de commande à sûreté renforcée (système classique et système complémentaire indépendant du système classique) ;
- le système électromagnétique de lâcher des barres d'arrêt à point de Curie ;
- le récupérateur de corium pour la totalité du cœur avec guidage d'écoulement du corium à travers le sommier-platelage ;
- 4 circuits secondaires pour la conversion de l'énergie thermique (375 MWth), avec échangeurs de température à 3 circuits (primaire Na-Na, secondaire Na-Na et tertiaire Na- N_2 ou Na- H_2O). Dans le premier cas les générateurs de vapeur d'eau (GV) fonctionneraient sous 150 bars et 500 °C avec 1 ligne de vapeur pour la conversion d'énergie. Dans le second cas les générateurs à gaz (GG à N_2) fonctionneraient sous à 180 bars et 515°C avec 2 lignes de gaz ;
- les systèmes d'évacuation de la chaleur résiduelle (EPuR), 2 à caloporteur Na et une source froide à air (5 échangeurs immergés en cuve) et 1 à caloporteur huile et une source froide à eau (2 échangeurs sur la cuve interne de sécurité) ;
- le système d'isolation antisismique pour la cuve, 3 pompes primaires, 4 GV ou 4 GG et 5 EPuR ;
- le système d'inspection en service (100 % d'inspection) et de réparation (ISIR) avec de nouvelles techniques de mesure.

Tous ces composants sont innovants même s'ils sont dans la continuité de composants classiques déjà utilisés. Le système de conversion d'énergie (SCE) à l'azote fonctionnant sur un cycle thermodynamique de Rankine est une innovation majeure. L'autre innovation technologique majeure est le récupérateur de corium.

OUTILS

Pour développer le concept Astrid le CEA a besoin d'outils à la taille des expériences et des modélisations à conduire. Les premiers sont/seront réunis dans de grandes plateformes et les seconds dans des logiciels de simulations multi-échelles.

a) Plateformes d'essais du CEA

Les plateformes pour la physique des neutrons, comme Masurca (en rénovation) ou pour les études sous eau (boucle de thermohydraulique), comme Giseh existent et sont opérationnelles car elles sont essentiellement liées aux études pour les REP. Les plateformes pour la mise au point des technologies « sodium » pour l'instrumentation (neutronique), la détection (fuite sodium), le diagnostic et la réparation (ISIR) doivent être mises à niveau ou construites. La R&D associée aux technologies sodium nécessite le développement de nombreux capteurs à base d'ultra-sons et la reconstitution des signaux acoustiques en images. Pour l'instant seule la plateforme Papyrus regroupant diverses installations de faibles volumes (du litre à 3 m³) pour les études des échangeurs Na-N₂ (jusqu'à 40 kWth) est opérationnelle. C'est une évolution de l'installation Diademo.

Des grandes boucles d'essais en sodium dédiées à de la R&D grande échelle et à la qualification de composants (par des essais en similitude ou à échelle 1) et pour les procédés avancés de lavage seront réunies dans la plateforme CHEOPS (Circuits et hall d'essais des gros composants en sodium). La conception-construction de cette installation sur le site de Cadarache a démarré mi-2014 et les premiers essais sont prévus courant 2019. Elle couvrira des besoins variés dont les principaux sont :

- la qualification thermomécanique des différents types d'assemblages couvrant les différents modes de fonctionnement (régime permanent et régimes transitoires),
- la qualification d'un module d'échangeur de chaleur sodium-gaz (échelle 2/3), d'un échangeur de chaleur sodium gaz (échelle 1/10), et des étanchéités de jupe d'échangeurs intermédiaires,
- la qualification des éléments de la chaîne de manutention sous sodium : vannes tiroir, frein de hotte, grappin de hotte, démonstration de l'efficacité des procédés de lavage ...
- la qualification d'instrumentation et de techniques d'ISIR (In Service Inspection and Repair) : télémétrie grande distance, instrumentation thermo hydraulique, qualification des moyens d'intervention sous sodium (porteurs, outils d'inspection et de réparation).
- la validation des modèles de transferts (de matière et de chaleur) en ciel de pile, des dispositifs de limitation de transfert thermique sous dalle, et des technologies des traversées de dalle, ...
- la validation des procédés sur l'exploitation des pièges froids, ...

L'installation Plinius qui doit permettre d'étudier les interactions corium-Na à l'échelle de centaines de kilogrammes est à venir. Dans le cadre de sa collaboration avec la Russie, le CEA a également accès à des plateformes techniques dédiées au sodium.

b) Outils de calcul scientifique (OCS)

Le CEA développe une nouvelle génération de codes complémentaires pour les nombreuses simulations qu'exige l'assemblage des grands composants au niveau du combustible (pastilles, aiguilles, boîtier, assemblages), du cœur (neutronique, thermohydraulique) et du système réacteur.

PARTENARIATS ET COLLABORATIONS

Le CEA a établi de nombreuses collaborations et partenariats nationaux et internationaux.

a) Collaborations en R&D

Russie : Les accords CEA-Rosatom concernent les irradiations dans BOR-60 (2012 -2014) et la mise en place d'un groupe de travail pour préparer l'introduction d'un assemblage d'Astrid dans

BN-600. Le CEA bénéficie aussi d'installations pour la qualification de matériaux et d'échantillons de combustible et de plateformes expérimentales russes.

Inde : Accords avec l'IGCAR et le BARC en R&D sur la sûreté/accidents graves dans les RNR.

Chine : Les discussions pour définir le champ des collaborations sont en cours.

USA : Le CEA a procédé à des vérifications de calculs de la neutronique du cœur d'Astrid qui ont été confirmées par le DOE. Le DOE est intéressé par les RNR brûleur de Pu.

Japon : Le CEA a des accords avec JAEA et, en 2014, des accords importants ont été signés avec le METI et le MEXT pour développer en commun des études d'ingénierie et la R&D en soutien pour l'APD d'Astrid. C'est un partenaire privilégié.

b) Partenariats en ingénierie, R&D et qualification

En plus de la R&D conduite en France avec Needs et dans le cadre de l'accord tripartite : CEA, Areva, EDF le CEA bénéficie du travail du Forum Génération IV et a réuni dans ARDECO (Astrid R&D European COoperation) plusieurs laboratoires compétents en matériaux, combustible, mesure et modélisation dans le nucléaire et la sûreté : Suisse, Italie, Allemagne, Royaume-Uni et Suède.

Les partenariats les plus importants pour le développement du projet Astrid sont ceux établis par le CEA avec 13 Industriels qui portent sur l'ingénierie des grands composants mais aussi sur la R&D associée aux innovations techniques, à l'assistance organisationnelle et à la sûreté. Les Industriels financent les travaux, pour partie, sur leurs fonds propres. Six sont directement impliqués dans la conception d'Astrid : Areva associé à un consortium japonais (chaudière, auxiliaires, contrôle commande), SEIV (cellules chaudes d'examen), Alstom (SCE), Bouygues (génie civil) et Jacobs (moyens et infrastructures). La conception du cœur est réservée au CEA associé à Areva.

GOVERNANCE

Le CEA a mis en œuvre une infrastructure destinée à gérer les collaborations et l'organisation du projet, cela concerne notamment les revues de choix d'option, l'expression des besoins en R&D et la qualification d'Astrid selon l'échelle TRL.

QUALIFICATION DES OPTIONS

La définition du concept va de pair avec la qualification des options, des grands composants, des matériels, du génie civil et des fonctions assurant soit le fonctionnement (thermo-hydraulique du sodium, instrumentation sous sodium, réparation sous sodium) soit la sûreté (incidents, accidents graves).

ANNEXE XII

ASTRID : R&D SUR LES MATÉRIAUX

ASTRID

a) RNR, spécificités d'Astrid et objectifs de la R&D pour les matériaux

La conception du réacteur Astrid est en forte rupture par rapport à celles des précédents RNR-Na construits en France (trilogie Rapsodie, Phénix-PX et Superphénix-SPX) et des autres RNR construits à l'étranger. Il préfigurera les RNR-Na de Génération-IV. Il doit démontrer la faisabilité industrielle d'un RNR-Na pour une durée de vie au-delà de 40 ans, l'objectif visé étant de 60 ans et la maîtrise de la fusion totale du cœur avec un confinement des radionucléides éliminant toute nécessité d'évacuation durable des populations. Cela conduit à des « spécificités » qui posent des questions quant au choix des matériaux de structure et du cœur, tant en conditions nominales de fonctionnement qu'incidentelles ou accidentelles. Les matériaux doivent être d'une très haute tenue mécanique et résister à la corrosion pour remplir leur fonction sans défaillance. La réponse aux questions passe à la fois par les enseignements du retour d'expérience (REX) et par de nouvelles recherches pour conforter/établir les lois semi-empiriques de comportement des matériaux, qui pour la plupart sont aujourd'hui fondées sur des temps bien inférieurs à 60 ans.

b) REX, outils pour les études et la R&D

Le REX provient de 35 ans de R&D sur les RNR-Na français conduite par le CEA, EDF et Areva, des incidents et difficultés rencontrés lors de l'exploitation/entretien de ces réacteurs et des examens, lors de leur démantèlements, de matériaux métalliques irradiés en condition de fonctionnement. A cet égard, c'est PX, réacteur électrogène mais aussi expérimental, qui devrait offrir le plus d'enseignements. Un programme pour exploiter au mieux ce que le CEA appelle le « trésor PX » a d'ailleurs été mis en place. La fabrication de tous les assemblages de combustible MOx des RNR a été réalisée dans l'Atelier Pu de Cadarache. Enfin les derniers développements de la fabrication des MOx REP dans Melox sont disponibles pour passer au MOx RNR.

La R&D sur les matériaux des RNR est engagée depuis longtemps et plusieurs échantillons de métaux déjà irradiés dans PX sont en cours d'examen ainsi que les résultats d'expériences récentes (dites de fin de vie de PX, 2009-2010).

Le CEA, EDF et Areva disposent des installations et des outils adaptés à la R&D pour les RNR-Na, ne serait-ce que ceux spécifiques aux études où intervient du sodium métallique. Ils disposent aussi de puissants logiciels de calcul et de codes de simulation pour la conception et le dimensionnement des composants. Un manque majeur est celui des moyens d'irradiation en neutrons rapides en France, pallié cependant par l'accès à des RNR étrangers dans le cadre de collaborations internationales.

La R&D est conduite dans l'optique immédiate de construire Astrid mais à plus long terme dans le souci d'archiver toutes les données de base. Ainsi le CEA développe le code RCC-MRX (à partir de la version de 2012) intégrant le REX de tous les opérateurs du nucléaire français sur les matériaux métalliques de réacteurs et les règles techniques pour la conception et la construction mécanique des réacteurs nucléaires. Ce code permet de répondre aux questions concernant les dommages éventuels de l'irradiation et les contraintes thermomécaniques sur les aciers, dans l'état de l'art actuel.

c) Planning des études matériaux pour Astrid

La R&D du CEA doit se développer durant la fin de l'AVP2 jusqu'en fin 2015 puis durant l'APD de 2016 à fin 2019. Elle portera sur les matériaux de cœur et de structure pour répondre aux objectifs suivants :

- La construction d'un premier cœur (cœur de démarrage) pour un taux de combustion de 60 GWj/t, ce qui est proche du taux de combustion actuel du combustible UOx et MOx dans les REP. Ce taux sera progressivement porté à 120 GWj/t en suivant un plan de qualification. Cela correspond sur l'échelle TRL, qui évalue le niveau de maturité d'une technologie, à passer de TRL 6 à TRL 7-8. Actuellement le concept de cœur correspond à la qualification TRL4 (concept validé). La R&D doit donc, d'ici fin 2019, faire franchir 2 niveaux de l'échelle (de 4 à 6) au concept.
- L'amélioration du code RCC-MRX pour l'amener à maturité en intégrant les résultats de la R&D sur les matériaux de structure.

Ainsi toutes les données et développements techniques seront disponibles pour aller vers la construction d'Astrid.

La R&D sur les matériaux bénéficie de moyens appropriés et d'un important REX capitalisé par des décennies d'activité dans le domaine des RNR-Na. La méthodologie et les directions de R&D pour qualifier les matériaux qui seront utilisés pour construire Astrid sont bien définies. Elles demandent, comme toutes les études pour Astrid des moyens financiers et humains importants qui doivent être sécurisés dès maintenant. Elles demandent aussi que les examens des matériaux irradiés (REX à venir) puissent s'inscrire dans le planning de démantèlement du cœur et des composants démontables de PX qui doit s'étendre de 2015 à 2029.

d) Matériaux de cœur

Il s'agit de tous les composants pour développer et contrôler la réaction en chaîne, assemblages de combustible des cœurs interne et externe et autres assemblages et barres de contrôle et d'arrêt (B4C). L'essentiel des études portent sur les aiguilles et assemblages de combustible.

◆ Aciers

En régime nominal les aciers inoxydables (Fe/Ni /Cr/éléments mineurs, C < 0,1 %) des gaines des aiguilles de combustible et des tubes hexagonaux des assemblages sont soumis à une irradiation intense par des neutrons rapides dans une plage de température de 450 à 650 °C (sur environ 2 m de hauteur entre le fond et la tête des aiguilles). Les pastilles de céramique UPuO₂ du combustible sont irradiées par les neutrons, les fragments de fission et par les rayonnements des nombreux radionucléides produits dans le combustible, sous un gradient radial de température de l'ordre de 500 °C/mm (2000 °C au centre et 500 °C en périphérie ; les pastilles ont un diamètre d'environ 6 mm avec un trou central de 1 mm). La puissance dégagée est de 300 à 500 W/cm selon la position des aiguilles dans le cœur. Ces températures peuvent être encore plus élevées lors de transitoires thermiques. Les matériaux métalliques doivent donc être particulièrement résistants, notamment les gaines qui constituent la première barrière de confinement des radionucléides, non seulement pendant leur séjour en réacteur mais également pendant le refroidissement et l'entreposage des assemblages sous eau pendant des décennies. Les phénomènes physico-chimiques qui se produisent dans les aciers et dans le combustible sont connus. Toutefois pour en apprécier les conséquences sur la tenue des matériaux afin d'assurer la sûreté des futurs RNR et d'Astrid en particulier, des études sont encore nécessaires, tant au plan fondamental qu'au plan du développement/innovation. En effet les réacteurs RNR-Na de Génération-IV devront montrer une sûreté accrue par rapport à Astrid dont la sûreté sera au moins égale à celle des réacteurs de génération III de type EPR. La tenue des matériaux est une des clés de la sûreté.

La dernière spécification des nuances d'acier qui ont été utilisées pour les gaines de Rapsodie, PX et SPX est l'acier austénitique AIM1 (15 %Cr, 15 %Ni, stabilisé au Ti- 4 %- et écroui, de structure cubique à faces centrées). Le phénomène redouté pour la gaine de l'aiguille est sa déformation, due en partie au gonflement et au fluage sous irradiation de l'acier par formation de cavités. Elle est fonction du nombre de déplacements que subit un atome sous l'effet des neutrons (dpa), de la

température T et du temps t. Le dpa est relié au taux de combustion moyen du combustible (TCM) ou au nombre d'atome fissionnés ou à la fluence des neutrons (1 dpa correspond sensiblement à un TCM de 1 GWj/t ou à 1 % de fission ou encore à une fluence de $2 \cdot 10^{21}$ n/cm² pour $E_n > 0,1$ MeV). Les variations des déformations (dpa, T, t) sont connues pour les derniers précurseurs de AIM1 sur des plages étendues des paramètres (au moins jusqu'à 110 dpa). Il reste à les confirmer sur AIM1 et les étendre jusqu'à 130 dpa (voir 150 dpa) et au-delà de 700 °C. Pour cela l'examen d'aiguilles irradiées dans PX et celui d'échantillons irradiés dans BOR60 est en cours (programmes/expériences Zèbre, Plavix, Oliphant 1 bis, Tiramisu). Des expériences d'irradiation aux alpha et ions lourds viennent en parallèle. Le fluage de AIM1 sous irradiation pour T > 650 °C est également en cours d'étude.

Comme pour les aiguilles, la nuance d'acier retenue pour le tube hexagonal des assemblages vient du REX des RNR-Na français, il s'agit de l'acier martensitique EM10 (Cr 8 %, Mo 1 % de structure quadratique centré) qui ne se déforme pas sous irradiation aux neutrons jusqu'à 155 dpa et T < 600 °C (programme/expérience Boitix-9) mais qui peut se fragiliser à des températures sensiblement plus élevées et perdre ses propriétés par transformation de phase vers 850 °C. Les points à approfondir concernent son comportement en conditions non nominales lors de transitoires de température (conditions incidentelles ou accidentelles). L'étude des propriétés de fluage et de changement de phase à haute température (T entre 700 et 1000 °C) sont en cours.

En conclusion les lois de comportement des aciers AIM1 et EM10 devraient être bien établies d'ici la date de décision de construire Astrid. Elles couvriront largement les domaines de dpa et de T du cahier des charges. Le programme Astrid contribuera lui-même à la poursuite des études pour aller vers la maîtrise industrielle de la fabrication des gaines et des assemblages des futurs RNR-Na et vers la qualification de nouveaux aciers (acier martensitique à ODS par exemple).

◆ Combustible

Les aiguilles de combustible pour Astrid contiendront des pastilles de céramique de UPuO₂ et de UO₂ (U est appauvri en ²³⁵U). L'oxyde mixte est réellement le combustible des RNR et UO₂ constitue la partie fertile (couverture) qui permet de produire du Pu. Les phénomènes physico-chimiques qui se produisent tant dans les pastilles (pleines ou annulaires) lorsque le réacteur fonctionne, qu'au contact avec la gaine de l'aiguille sont connus et pour l'essentiel bien compris. Ils sont en effet étudiés depuis longtemps. Des bases de données existent correspondant à des taux de combustion pouvant aller jusqu'à 150 GWj/t. Aussi le comportement des aiguilles est-il modélisé. Le dernier code de calcul Germinal V2.2 utilisé par le CEA permet une prédiction correcte du comportement des aiguilles comme leur déformation (pour partie due à la dilatation des pastilles), la formation/progression du trou central, la corrosion interne des gaines, la progression du front de fusion en cas de transitoire de puissance ou de variation de débit de sodium, etc. Néanmoins sa validation se poursuit sur la base de modélisations fines des phénomènes de réorganisation de la matière dans les oxydes et d'examen d'aiguilles irradiées dans PX. Cette étude bénéficie de collaborations internationales.

La qualité de la céramique du combustible, mesurée par son aptitude à ne pas endommager la gaine (et le fonctionnement global de l'aiguille), dépend de son mode de fabrication. Le CEA retient pour Astrid le procédé Coca qui a fait ses preuves dans Rapsodie PX et SPX (106 tonnes d'oxydes UPuO₂ ont été pastillées à Cadarache en utilisant 21 tonnes de Pu entre 1963 et 1999). Il consiste à mélanger les poudres de UO₂ et de PuO₂. Des recherches sont en cours pour simplifier le procédé et le faire évoluer vers de meilleures conditions de la mise en œuvre des poudres (broyage, coulabilité, pastillage, lubrification) et une augmentation de la teneur en Pu (de 20 à 30 %). Les premières pastilles annulaires de combustible aux dimensions d'Astrid sont attendues fin 2015.

◆ Fabrication et qualification des premiers assemblages de combustible

La fabrication des aiguilles et des assemblages bénéficie d'un long REX. Des améliorations technologiques sont à l'étude pour automatiser la fabrication d'assemblages pour Astrid.

Des études préliminaires de conception de l'Atelier de Fabrication Combustible (AFC) sont en cours (CEA et Areva) pour, en particulier, tenir compte de la variation de la composition isotopique du Pu (augmentation de ^{238}Pu). Il faut rappeler ici que qu'Astrid nécessitera pour sa phase d'essai puis de fonctionnement, trois ans avant sa mise en route, la fabrication de 100 assemblages/an (premier cœur) puis de 90 par an pendant 9 ans, puis de 63 par an pendant 11 ans (total cumulé 1800 assemblages). Un assemblage contiendra environ 210 aiguilles.

S'il n'y a pas de problème de fabrication des premiers assemblages il reste que leur qualification « en pile » avant de démarrer Astrid nécessite des collaborations car la France ne dispose pas de moyen d'irradiation en neutrons rapides. Ces collaborations sont prévues avec la Russie dans BOR60 et BOR600 (voire le Japon dans Joyo, s'il fonctionne de nouveau). La qualification « hors pile » (essais mécaniques et thermo-hydrauliques en eau et sodium) pourra se faire dans les installations du CEA (Giseh et Cheops) et dans celles d'Areva (Creusot Loire). Astrid qualifiera par la suite ses assemblages pour passer de 60 dpa à 120 dpa ou plus.

En conclusion la fabrication du « combustible » et des assemblages relève d'un procédé et d'une technologie bien maîtrisés. Les derniers enseignements que le CEA pourra tirer des examens des assemblages de PX et des expériences qui ont eu lieu avant son arrêt conforteront les connaissances. Seule la qualification en pile des composants séparés ou assemblés sera conditionnée par la disponibilité effective des moyens d'irradiation par des neutrons rapides.

e) Matériaux de structure

Il s'agit des matériaux de la chaudière : la cuve et son couvercle, et des autres éléments irremplaçables (internes) durant la vie d'Astrid (60 ans). Les problèmes sont donc liés à la tenue des matériaux pour assurer la sûreté durant des décennies. A cet égard le REX provient surtout des enseignements de PX qui a fonctionné sur une période équivalent à 15 ans à pleine puissance, mais aussi de la R&D « matériaux de structure » de SPX et de la méthodologie qui a été mise en place pour la conduire. Aujourd'hui il existe un Groupe de Travail Expertise Matériaux PX (GTEMP), groupe tripartite CEA, EDF, Areva, qui analyse les enseignements à tirer de PX et oriente les examens des composants pour les besoins de la R&D à poursuivre pour Astrid.

Pour les internes et la cuve, c'est l'acier inoxydable austénitique 316L(N) (Cr 17 %, Ni 12 %, Mo 2,3 %, stabilisé à l'azote) qui est retenu pour Astrid. Cette nuance a été sélectionnée car elle offre le meilleur compromis entre les propriétés mécaniques à chaud et la résistance à la corrosion par le sodium, caractéristiques qui ont toujours été recherchées pour les internes des RNR-Na. Les composants internes (cuve, pompe, tuyauteries, ..) sont en permanence en présence de sodium entre 400 et 550 °C. Ils subissent, notamment la cuve, une faible irradiation (comparée aux matériaux du cœur) mais celle-ci se prolonge sur des décennies. Ils sont surtout soumis à des sollicitations mécaniques continues et cycliques de fonctionnement. Dans ces conditions, et avec le temps, les phénomènes à maîtriser pour les aciers sont essentiellement le vieillissement, sous contrainte et sous irradiation, le fluage et la corrosion par le sodium. La R&D consiste à établir les lois fiables de comportement sur la période la plus longue possible à partir des données existantes du REX et de nouvelles mesures « long terme » de laboratoire sur des éprouvettes (fatigue-relaxation, fluage sous charge) dans les domaines de température (500-700 °C) et de traction (70-1000 MPa) couvrant largement les conditions prévues pour Astrid. Pour le fluage deux mécanismes dépendant du temps, pouvant aller jusqu'à la rupture des éprouvettes, entrent en jeu : aux temps courts (< 1 an) c'est une déformation élastique (striction) qui est suivie aux temps longs de la formation de cavités le long des joints de grains. Le temps auquel apparaît la transition entre les deux régimes dépend linéairement de l'inverse de T. Les modélisations de « durée de vie », par exemple de rupture des éprouvettes ou d'apparition de fissures par cavitation dans l'acier et la confrontation des modèles aux nombreuses données expérimentales vont jusqu'à 25 ans mais les marges d'erreur/dispersion des valeurs sont importantes (facteur 2 à 3). Les expériences en cours permettront dans dix ans une validation jusqu'à 35 ans, ou plus. L'objectif visé est de modéliser l'état de l'acier après 40 à 60 ans de fonctionnement des contraintes afin de dimensionner les composants, tout en prenant des coefficients de sécurité. L'observation de vitesses de fluage anormalement élevées à des temps d'expérience longs exige de poursuivre les études. Il existe aussi d'autres endommagements qui peuvent être redoutés pour les aciers inoxydables, surtout aux soudures (fissuration en relaxation, fissuration sous contrainte). Les éléments des composants

en cause sont identifiés et les études en cours doivent permettre d'établir les conditions pour prévenir une rupture brutale.

L'enjeu de la R&D sur la tenue de l'acier 316L(N) à long terme est important pour réaliser un dimensionnement fiable des composants internes d'Astrid. Les études fondamentales et la R&D sur les régimes de fluage des aciers au-delà de quelques décennies doivent donc être poursuivies pour conforter l'extrapolation de leur endommagement et ainsi réduire les incertitudes.

Le caloporteur sodium, même très pur, contient des traces d'oxygène (5-12 ppm) et au cours du fonctionnement du réacteur des sources de pollution en oxygène apparaissent. Dans les conditions de fonctionnement d'un RNR-Na et, selon la quantité d'oxygène, des oxydes comme Na_2O et NaCrO_2 peuvent se former.

Pour l'acier en présence d'un flux de « sodium/oxygène » le phénomène redouté à 500 °C est la corrosion qui conduit à une couche d'altération de la surface de l'acier. Il existe des modèles de la cinétique de corrosion (épaisseurs des couches de corrosion et de déplétion en éléments) qui dépendent de la teneur en oxygène, de T et de la vitesse de circulation du sodium, mais le mécanisme n'est pas encore parfaitement connu malgré de nombreuses observations microscopiques des interfaces aciers/sodium sur des éprouvettes (installations Corrona) et des composants de PX par exemple. Il se forme a minima de la chromite de sodium (NaCrO_2) avec appauvrissement de l'acier en Cr, pénétration de Na dans l'austénite, réarrangements des éléments majeurs et mineurs conduisant à la formation de carbure de fer et modification de la structure austénitique. Evidemment ce sont les transitoires en oxygène qui sont les plus pénalisants car, en fonctionnement nominal, l'oxygène initial contenu dans le sodium est rapidement consommé. Les transitoires conduisent à la formation de Na_2O lui-même corrosif. Les 890 tonnes de sodium de la cuve de PX contenaient vers la fin de son exploitation des dizaines de ppm de Fe, Cr, Ni, C. La R&D vise à obtenir un modèle de corrosion conforté par la prise en compte des mécanismes ainsi qu'un modèle de terme source de transfert de matière.

L'expérience de PX montre que la corrosion par le sodium a eu un faible impact sur les internes du réacteur. Pour autant, il est important d'approfondir les mécanismes entrant en jeu surtout dans la perspective d'une vie d'Astrid (et des RNR-Na commerciaux) de 60 ans. La corrosion sodium et les propres modifications thermomécaniques de l'acier 316L(N) conduisent, avec le temps, à un endommagement plus ou moins superficiel des composants, notamment de la cuve, avec pour conséquence une limite temporelle au-delà de laquelle le maintien de la sûreté de fonctionnement du réacteur reste à démontrer. La R&D en cours a pour objet de conforter les prévisions et de reculer le plus possible cette limite. Elle est engagée dans les bonnes directions.

f) Autres R&D conduites par le CNRS et le CEA

Le CNRS conduit des recherches sur l'énergie nucléaire à travers deux de ses instituts (INC et IN2P3) et en participant à l'Alliance Ancre. Dans ce large cadre il coordonne le projet Needs au sein duquel existe un projet fédérateur « Matériaux » soutenu par le CEA, Areva et EDF. Parmi les projets retenus et financés suite à l'appel d'offres pour 2013 portant sur les matériaux métalliques et céramiques, ceux qui intéressent Astrid concernent le comportement sous irradiation du carbure de bore et la ségrégation des éléments mineurs des aciers sous irradiation. Les études en sont à leur début, seuls quelques résultats préliminaires ont été portés à la connaissance de la Commission comme l'amorphisation de B_4C après un endommagement de 4 dpa.

TRANSMUTATION

a) Matériaux pour la transmutation de l'américium

Dans le concept de transmutation en CCAm les assemblages de combustible de transmutation seraient positionnés en périphérie du cœur d'un RNR-Na, constituant par exemple une couronne de 80 assemblages. Le combustible de transmutation qui est actuellement l'objet de R&D sera un oxyde mixte U-Am de la série des solutions solides : $\text{U}_{1-x}\text{Am}_x\text{O}_{2+\delta}$ (doublement non stœchiométriques, avec $0,075 < x < 0,5$ et δ variable selon les proportions de U^{4+} , U^{5+} , Am^{3+} , Am^{4+}). La Commission a

donné dans son dernier rapport l'état de la recherche sur la synthèse de ces solutions solides, sur leurs propriétés et sur leur comportement sous irradiation (annexe VIII du rapport N°8). La mise au point d'un combustible pour la transmutation industrielle de l'américium demande des décennies de R&D au cours desquelles Astrid jouera un rôle important puisqu'il permettra de qualifier les aiguilles, puis les assemblages. Avant d'en arriver là, les études portent, dans un premier temps, sur des échantillons d'oxydes et des dispositifs préfigurant les aiguilles.

La densité des pastilles de combustible de transmutation doit être supérieure à 95 % de la densité théorique (DT) et la morphologie des grains d'oxyde mixte doit permettre une bonne diffusion de l'hélium, produit en quantité importante pendant le séjour du combustible en réacteur, et cela dans la gamme de température 800-1000 °C. Ces propriétés dépendent essentiellement du mode de préparation des oxydes sous forme de céramique, tant au plan de la thermodynamique que de la cinétique. La préparation du combustible des CCAm doit être industrialisable.

Le CEA et les industriels ont une très longue expérience de la « métallurgie des poudres » pour préparer les oxydes, notamment les oxydes U-Pu des combustibles MOx. Les derniers résultats dans le domaine des oxydes U-Am montrent que le simple frittage réactif classique de UO_{2+x} et de AmO_{2-x} (450 MPa, 1300 °C, 4 h) conduit à des densités inférieures à 90 % de la DT. En revanche si on fait d'abord réagir pendant quelques heures le mélange des poudres pour obtenir la solution solide avant de le fritter (vers 1800 °C, sous Ar/H₂ à 4 %) on peut obtenir des densités supérieures à 95 % si x ne dépasse pas 0,15 (procédé dit UMACC - Uranium Minor Actinide Conventional Sintering). Au-delà de ce taux en Am, on perd en densité. Enfin si on fritte une poudre « co-convertie » (x = 0,15) c'est à dire obtenue à partir d'une solution aqueuse (procédé Exam et co-conversion oxalique étudiée par ailleurs) ou en calcinant une résine échangée avec U(VI) et Am(III) (procédé CRMP - Calcinaed Resin Microspher Pelletization- étudié par ailleurs), le même résultat est obtenu mais à 1300 °C. Le temps pour y arriver est toutefois de 2 à 3 fois plus long mais on gagne 600 °C en température. Les vitesses de frittage liées à la diffusion des ions correspondent à plusieurs régimes. L'énergie d'activation du frittage de l'oxyde mixte U-Am est plus élevée que celle de UO₂ (580 contre 400 kJ/mole). Même en partant d'une solution solide U-Am il est difficile d'obtenir des densités élevées si x > 0,15.

Des résultats complémentaires à ces recherches ont été obtenus dans le cadre du programme Needs du CNRS et de collaborations multiples incluant le CEA.

Il s'agit du contrôle de la morphologie d'oxyde de néodyme Nd₂O₃, par calcination/frittage (700-1200 °C à l'atmosphère) d'oxalates de cet élément, Nd₂(C₂O₄)₃ (H₂O)_x yH₂O (x et y variables), oxalates précipités à température ambiante en présence d'additifs étrangers aux réactifs. Ces additifs et leur mise en œuvre jouent sur la morphologie des oxalates et leur hydratation, et ces caractéristiques se répercutent ensuite sur celle des oxydes. Des densités d'oxyde de 98 % de la DT peuvent être obtenues au-delà de 700 °C. Comme néodyme et américium sont homologues et que les oxalates de Nd et d'Am sont isostructuraux, ces études montrent des pistes possibles d'optimisation de la morphologie d'oxyde mixtes U-Am.

Il s'agit ensuite de la caractérisation par XANES (X Absorption Near Edge Structure, ligne INE-AKA à Karlsruhe) d'oxyde U-Am obtenu par co-conversion à partir de résine chargée en U(VI) et Am(III). Les spectres XANES au seuil LIII de U ou Am permettent de déterminer les degrés d'oxydation des ions de U et Am, par exemple en fonction de la température. Ces données aident à interpréter les mécanismes compliqués de calcination/frittage de l'oxyde mixte à l'air ou sous Ar/H₂. Ainsi pour U_{0,85}Am_{0,15}O_{2±δ} à l'air au-delà de 300-350 °C, U⁴⁺ et Am³⁺ prédominent et sous atmosphère réductrice, au-delà de 700 °C, c'est U⁴⁺ et Am⁴⁺. Pour autant ces mécanismes ne sont pas encore complètement établis. Les mesures XANES ont une portée générale pour sonder les degrés d'oxydation mais ne peuvent être conduites qu'auprès de lignes de lumière synchrotron dédiées aux matériaux radioactifs (comme celle de Karlsruhe) et équipés de dispositifs appropriés. A cet égard une installation qui permet de faire des mesures XANES in situ sur les échantillons en cours d'examen est en développement, soutenue par Needs. L'élément essentiel de cet expérience est un four pouvant atteindre 2200 °C sous atmosphère contrôlée (O₂, H₂, N₂, Ar).

Le comportement de l'hélium entre 800-1000 °C dans les oxydes U-Am est un problème qui est abordé en étudiant des échantillons d'oxydes mixtes irradiés aux neutrons et en étudiant l'implantation/diffusion d'ions d'hélium dans ces oxydes sous diverses conditions. Les expériences Marios et Diamino (annexe VIII du rapport N°8) permettront de mesurer le relâchement d'hélium et sa localisation dans les grains d'oxydes sur des échantillons irradiés en neutrons thermiques à 20-30 GW/t, taux de combustion significatifs pour un combustible de CCAm. Pour l'instant les implantations d'ions $^3\text{He}^+$ (5 MeV, profil centré sur 1 micron, 0,3 atome %) avec plusieurs accélérateurs (CEA et CNRS) ont porté sur UO_2 . Leur localisation dans les grains peut être visualisée et leur diffusion par recuit peut être mesurée. L'ensemble des mesures montre une diffusion lente intra granulaire (bloquée par les défauts) et une diffusion rapide aux joints de grains. Il permet une première modélisation du comportement de He en fonction de la température. L'effet de la présence de gaz de fission est simulé par l'implantation concomitante d'ions de krypton et d'iode. Cette présence inhibe la diffusion de l'hélium en dessous de 1000 °C.

Les études à venir tant expérimentales que théoriques visent à modéliser les comportements de He et Xe dans le combustible de CCAm : diffusion, solubilité, gonflement, Aucune recherche intéressant le nucléaire ne peut être conduite sans irradiations aux neutrons ou/et avec des ions accélérés. La Fédération Emir qui regroupe 6 accélérateurs français (<http://emir.in2p3.fr>) offre aux expérimentateurs un large choix d'ions, légers à lourds, dans une vaste gamme d'énergie. Elle coordonne l'accès aux faisceaux sur la base de sélections de projets.

De nombreuses publications concernant ces études mentionnées ci-dessus ont été faites ces dernières années.

b) Conclusion

Tous ces résultats montrent que l'obtention d'un combustible de transmutation U-Am n'est pas/ne sera pas simple et sera certainement plus compliquée que celle d'un MOx UPu. La Commission considère que les études fondamentales sur les oxydes U-Am et sur leur mise en forme doivent être poursuivies selon les programmes engagés, voir intensifiées, car le défi à relever est celui de montrer que la possibilité de la transmutation industrielle de l'américium n'échouera pas à cause de difficultés liées au combustible. Tout résultat obtenu avant l'utilisation d'Astrid comme source de neutrons rapides contribuera au succès des expériences qui seront poursuivies avec ce réacteur pour qualifier le combustible de CCAm.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Membres de la Commission Nationale d'Évaluation :

Jean-Claude DUPLESSY
Pierre BEREST*
Adolf BIRKHOFER*
Frank DECONINCK
Pierre DEMEULENAERE
Robert GUILLAUMONT
Maurice LAURENT
Emmanuel LEDOUX
Maurice LEROY
Jacques PERCEBOIS
Gilles PIJAUDIER-CABOT
François ROURE
Claes THEGERSTRÖM

Secrétaire général & Conseiller scientifique :

Stanislas POMMERET

Président honoraire :

Bernard TISSOT

Secrétariat administratif :

Véronique ADA-FAUCHEUX

Florence LEDOUX

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Président : **Jean-Claude DUPLESSY**

Vice-Présidents : **Emmanuel LEDOUX et Maurice LEROY**

Secrétaire général & Conseiller scientifique : **Stanislas POMMERET**

Secrétariat administratif : **Véronique ADA-FAUCHEUX et Florence LEDOUX**

www.cne2.fr

244 boulevard Saint-Germain • 75007 Paris • Tél. : 01 44 49 80 93 et 01 44 49 80 94

ISSN : 2257-5758