

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

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

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

RAPPORT D'ÉVALUATION N° 11

MAI 2017

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION
DES RECHERCHES ET ÉTUDES RELATIVES
A LA GESTION DES MATIÈRES ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS
Instituée par la loi n°2006-739 du 28 juin 2006

RAPPORT D'ÉVALUATION N° 11

MAI 2017

TABLE DES MATIERES

AVANT-PROPOS	5
COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION	7
RESUME – CONCLUSION	9
CHAPITRE 1 : CIGEO	13
1.1 INTRODUCTION	13
1.2 LES DECHETS DESTINES A CIGEO	13
1.3 L'ANALYSE DU DOS PAR LA COMMISSION	14
1.3.1 <i>Les modalités de fermeture du stockage au regard de la réversibilité</i>	14
1.3.2 <i>Le rôle du PDE</i>	15
1.3.3 <i>L'exploitation de Cigéo</i>	15
1.3.4 <i>La phase industrielle pilote</i>	16
1.3.5 <i>La démonstration de sûreté après fermeture</i>	16
1.4 LES TRAVAUX MENES DANS LE CADRE DE L'APD	16
1.4.1 <i>Quel contenu pour la DAC ?</i>	16
1.4.2 <i>Le lien entre les recherches et l'ingénierie</i>	17
1.4.3 <i>Incertitudes</i>	19
1.5 LES RECHERCHES ENTREPRISES PAR L'ANDRA EN VUE DE LA DAC	19
1.5.1 <i>Le dimensionnement des ouvrages souterrains</i>	19
1.5.2 <i>Le dimensionnement THM des quartiers HA</i>	20
1.5.3 <i>Les transitoires de resaturation et de dégagement de gaz</i>	21
1.5.4 <i>La migration des radionucléides</i>	22
1.5.5 <i>Le rôle des scellements</i>	23
1.6 FINANCEMENT, METHODOLOGIE ET INGENIERIE CONTRACTUELLE DU PROJET	24
1.7 GOUVERNANCE	25
1.7.1 <i>Gouvernance de Cigéo</i>	25
1.7.2 <i>Gouvernance de l'aval du cycle</i>	27
CHAPITRE 2 : SÉPARATION ET TRANSMUTATION	29
2.1 LE PROJET ASTRID	29
2.1.1 <i>Contexte</i>	29
2.2 PARTENARIATS ET COLLABORATIONS	29
2.2.1 <i>Calendrier</i>	30
2.2.2 <i>APD 2016-2019</i>	31
2.3 LE CYCLE DU COMBUSTIBLE RICHE EN PLUTONIUM	31
2.3.1 <i>Introduction</i>	31
2.3.2 <i>Stock de plutonium - Entreposage des MOX REP</i>	32
2.3.3 <i>Retraitement des MOX</i>	32
2.3.4 <i>D'Astrid à un parc de RNR</i>	33
2.4 SÉPARATION DE L'AMERICIUM ET TRANSMUTATION	33
2.4.1 <i>Choix de l'américium</i>	33
2.4.2 <i>Obtention de l'américium</i>	34
2.4.3 <i>Irradiation de l'américium</i>	34
CHAPITRE 3 : ASSAINISSEMENT ET REPRISE DES DECHETS	37
3.1 OPERATIONS D'A&D ET DE RCD : ETAT DES LIEUX	37
3.2 R&D POUR LE CONDITIONNEMENT DES NOUVEAUX DECHETS	38
3.2.1 <i>Déchets bitumes</i>	38
3.2.2 <i>Déchets Polymères</i>	39
3.2.3 <i>Déchets contenant des métaux réactifs</i>	40
CHAPITRE 4 : DECHETS DE FAIBLE ET TRES FAIBLE ACTIVITE	41
4.1 GENERALITES	41
4.2 DECHETS MINIERS	42

4.3	TENORM	42
4.4	DECHETS HISTORIQUES.....	43
4.5	TFA DE L'INDUSTRIE NUCLEAIRE.....	43
CHAPITRE 5 : RECHERCHE FONDAMENTALE		45
5.1	NEEDS	45
5.2	LES ACTEURS NATIONAUX	46
5.3	LES RESSOURCES HUMAINES DE LA RECHERCHE NATIONALE.....	47
CHAPITRE 6 : PANORAMA INTERNATIONAL		49
6.1	INTRODUCTION	49
6.2	LABORATOIRES DE RECHERCHE ET SITES DE STOCKAGE GEOLOGIQUE	49
6.2.1	<i>Développements récents.....</i>	<i>49</i>
6.3	MAQUETTES CRITIQUES.....	52
6.4	PRINCIPALES ACTIVITES SUR LES ADS	53
6.5	LE DEMANTELEMENT D'INSTALLATIONS NUCLEAIRES.....	54
6.5.1	<i>Belgique</i>	<i>54</i>
6.5.2	<i>Espagne.....</i>	<i>58</i>
6.5.3	<i>France</i>	<i>58</i>
6.5.4	<i>Suède</i>	<i>60</i>
6.5.5	<i>Méthodes d'estimation de coût</i>	<i>60</i>
6.5.6	<i>Quelques réflexions concernant les expériences de démantèlement</i>	<i>61</i>
6.6	EXPERIENCES INTERNATIONALES SUR LA LIBERATION DES DECHETS	62
6.6.1	<i>Situation générale.....</i>	<i>62</i>
6.6.2	<i>Le cas de l'Allemagne.....</i>	<i>62</i>
6.6.3	<i>Le cas du Royaume Uni.....</i>	<i>63</i>
6.6.4	<i>Quelques réflexions concernant les politiques de libération.....</i>	<i>63</i>
ANNEXE I : ACTIVITE DE LA COMMISSION		65
ANNEXE II : PRESENTATIONS ET VISITES DE LA COMMISSION		67
ANNEXE III : AUDITIONS REALISEES PAR LA COMMISSION		69
ANNEXE IV : LISTE DES PERSONNES AUDITIONNÉES PAR LA COMMISSION		71
ANNEXE V : LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS A LA COMMISSION EN 2016-2017		73
ANNEXE VI : ANALYSE DES DOCUMENTS CIGEO 2016		75
ANNEXE VII : INVENTAIRES DE REFERENCE ET DE RESERVE DE CIGEO		77
ANNEXE VIII : OBJECTIFS ET INSTRUCTION DU DOS.....		79
ANNEXE IX : TRAITEMENT DES INCERTITUDES DANS LE DIMENSIONNEMENT DE CIGEO		81
ANNEXE X : LA MIGRATION DES RADIONUCLEIDES		83
ANNEXE XI : ASTRID ET LE SCENARIO DE DEPLOIEMENT DE LA GENERATION IV.....		85
ANNEXE XII : SEPARATION DE L'AMERICIUM ET TRANSMUTATION		89
ANNEXE XIII : ASSAINISSEMENT, DEMANTELEMENT ET REPRISE DES DECHETS.....		91
ANNEXE XIV : DECHETS DE FAIBLE ET TRES FAIBLE ACTIVITE		99
ANNEXE XV : RECHERCHE FONDAMENTALE		105
ANNEXE XVI : CADRE INTERNATIONAL ET SOURCES A NEUTRONS RAPIDES.....		109

AVANT-PROPOS

En 1991, dans une première loi en France sur la gestion des déchets radioactifs, le Parlement, conscient de la spécificité et de la nouveauté des problèmes qui se posaient, a confié pour 15 ans l'évaluation de l'état d'avancement des recherches dans ce domaine, à une Commission Nationale d'Evaluation (CNE) composée de douze personnalités indépendantes et bénévoles. Selon cette loi, les évaluations de la CNE donnent lieu à un rapport annuel au Parlement qui en saisit l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques (OPECST). Cette première Commission (CNE 1) a rendu un ensemble de 13 rapports.

En juin 2006, une seconde loi sur la gestion des matières et déchets radioactifs a confirmé l'existence et le rôle de la Commission qui est donc devenue l'actuelle CNE 2, dont le présent document constitue le 11^{ème} rapport transmis au Parlement.

La Commission évalue les recherches en cours et formule des recommandations afin d'éclairer les décisions de la puissance publique.

Cette année, la Commission a conduit 11 auditions d'une journée, rassemblant, en général, une soixantaine de personnes représentant l'ensemble des acteurs de la filière. Elle a aussi procédé à 5 auditions restreintes et à plusieurs déplacements (Cf. annexes I à V). Pour ce 11^{ème} rapport, elle a tenu compte des documents qui lui ont été transmis jusqu'à la date du 1^{er} mai 2017.

Comme lors des années précédentes, la Commission a consacré une grande partie de ses travaux à l'analyse et à l'évaluation des recherches et des études sur le projet Cigéo de l'Andra. En effet, en application des dispositions de la loi de 2006 qui prévoit expressément que les déchets radioactifs de haute et de moyenne activité à vie longue doivent être stockés « en couche géologique profonde », l'Andra prépare actuellement la réalisation d'un centre de stockage souterrain dans une formation argileuse située à la limite de la Meuse et de la Haute Marne. Le projet Cigéo est, d'ores et déjà, très largement engagé puisque la demande d'autorisation de création pourrait être déposée en 2018.

Les lois de 1991 et de 2006 ont également préconisé que des recherches soient conduites sur la séparation puis la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets, afin d'en réduire la radiotoxicité à long terme. La Commission suit régulièrement ces recherches. Le présent rapport fait le point sur la récente évolution de ces recherches et, en particulier, sur le déroulement du projet Astrid dont le CEA est maître d'ouvrage. Astrid est destiné à étudier la faisabilité industrielle d'une nouvelle filière de réacteurs électrogènes à neutrons rapides, un des moyens actuellement envisagés pour procéder à la transmutation industrielle des éléments en question.

La Commission évalue également les problématiques liées à l'assainissement des sites contaminés, à la reprise de déchets entreposés et au démantèlement de nombreuses installations nucléaires. Ces activités produiront, en particulier, de très grandes quantités de déchets de très faible radioactivité, ce qui nécessite dès maintenant de rechercher une solution optimale pour leur gestion.

Dans tous les pays confrontés à la gestion des déchets de l'aval du cycle électronucléaire, c'est le stockage géologique profond qui est considéré comme la solution de référence, ainsi que l'a rappelé un rapport de l'OPECST en 2014. La Commission, bénéficiant de l'apport de ses membres étrangers, fait le point annuellement sur l'état d'avancement des recherches menées dans les principaux pays dotés d'une industrie nucléaire.

Après la rédaction de ce rapport et avant sa présentation à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, les instances en charge de l'évaluation de la sûreté des installations nucléaires ont émis de fortes réserves sur le stockage des déchets bitumineux dans Cigéo ; elles préconiseraient la recherche de la neutralisation de la réactivité chimique des colis

plutôt que leur stockage tel que prévu aujourd'hui par l'Andra. Le choix relève d'un débat scientifique sur l'inflammabilité des déchets bitumineux qui nécessite des études complémentaires que la Commission évaluera.

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

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

Anna CRETI – Professeur des Universités, Université Paris Dauphine – Senior Research Fellow, Département d'Economie, Ecole Polytechnique – External Affiliate, University of California Environnement, Energy and Economics, Berkeley and Santa Barbara.

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

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

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

Vincent LAGNEAU – Professeur d'hydrogéologie et géochimie de l'Institut Mines Télécom - Directeur adjoint du Centre de Géosciences à Mines Paris Tech.

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

Mickaele LE RAVALEC – Chef du département Géoressources, Direction Géosciences, à l'IFPEN.

Emmanuel LEDOUX – Expert invité de la Commission nationale d'évaluation – Directeur de recherche honoraire à l'École des mines de Paris.

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

José Luis MARTINEZ - Directeur Général du Consortium ESS-Bilbao (Bilbao, Espagne) – Représentant officiel de l'Espagne au sein du Forum Européen sur les Infrastructures de Recherche (ESFRI, Commission Européenne), responsable du groupe stratégique en Physique et Ingénierie.

Gilles PIJAUDIER-CABOT – Vice-président de la Commission nationale d'évaluation – Professeur de Génie Civil, Directeur de l'ISA-BTP, LFC-R – Membre sénior de l'Institut Universitaire de France.

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.

RÉSUMÉ – CONCLUSION

Selon les dispositions de la loi de 2006, la gestion à long terme des déchets de haute et moyenne activité à vie longue (HAVL & MAVL) comporte trois volets : leur entreposage industriel, leur stockage géologique et la séparation – transmutation des éléments radioactifs à vie longue. Par ailleurs, l'industrie nucléaire et le démantèlement des installations déclassées produisent des déchets de plus faible activité qui nécessitent des gestions spécifiques, notamment, en raison des grandes quantités produites. Ce rapport évalue l'état d'avancement des études et recherches sur ces thèmes.

STOCKAGE GÉOLOGIQUE CIGÉO

Le projet Cigéo a pour finalité la construction et l'exploitation du stockage géologique des déchets radioactifs HAVL et MAVL. Ce stockage doit être réalisé à 500 m de profondeur dans la couche d'argilite du Callovo-oxfordien (Cox), épaisse d'environ 130 m, en Meuse - Haute Marne. Il a bénéficié de plus de vingt ans d'études et de recherches menées par l'Andra et par la communauté scientifique, notamment dans le laboratoire souterrain de Bure.

Les modèles développés pour calculer le dimensionnement d'ouvrages souterrains sont convaincants en raison du soin apporté à la qualification du comportement thermo-hydro-mécanique (THM) de l'argilite. L'amélioration continue de la modélisation physico-chimique du stockage a permis d'affiner la quantification des flux d'eau et de gaz aussi bien pendant l'exploitation qu'après la fermeture de Cigéo.

L'Andra doit maintenant appliquer ces modèles pour finaliser les plans de Cigéo. L'Andra doit expliciter l'ensemble des critères utilisés pour valider la configuration et le dimensionnement des ouvrages envisagés.

L'Andra prévoit le dépôt de la demande d'autorisation de création (DAC) en 2018. La Commission considère que la DAC devrait décrire une conception entièrement réalisable avec les technologies actuelles. Compte-tenu de la durée séculaire du projet, la décision d'autorisation de création devrait aussi permettre la mise en œuvre d'optimisations ou d'évolutions technologiques sans dégrader la sûreté. La Commission attire l'attention sur la spécificité de cette décision d'autorisation de création.

Face à la complexité de l'installation et de son exploitation, la Commission recommande la réalisation d'une maquette numérique de Cigéo, tridimensionnelle et interactive, permettant de former les opérateurs et de finaliser les procédures à mettre en œuvre. Le projet commencera par une phase industrielle pilote, étape essentielle qui s'achèvera avec la démonstration complète de la maîtrise de l'exploitation de Cigéo. La phase industrielle pilote devra aussi servir à qualifier, *in situ* à l'échelle 1, les différents éléments constitutifs des scellements.

La Commission n'estime pas souhaitable de laisser délibérément ouvert chaque alvéole rempli jusqu'à terminaison d'un quartier de stockage. Elle recommande la mise en place, au fur et à mesure au cours de la phase d'exploitation de Cigéo, d'une structure d'isolement étanche permettant à chaque alvéole rempli, ainsi isolé, d'évoluer en mode passif vis-à-vis du milieu géologique. Ces alvéoles feraient l'objet d'une surveillance continue.

Suite au dépôt de la DAC, une nouvelle estimation du coût total du stockage devrait être établie. Les coûts de la phase industrielle pilote y seront déterminés avec précision. Compte tenu du besoin de liquidités tout au long du projet, l'estimation du coût de Cigéo doit inclure les coûts liés à son financement.

Pour appliquer les dispositions de la loi de 2016 (revue de réversibilité et participation des citoyens), la Commission suggère la création d'une instance spécifique qui permettrait de gérer l'évolution de Cigéo dans la transparence. Cette instance assurerait le suivi annuel du plan directeur d'exploitation que l'Andra présenterait. Lorsque des évolutions du stockage

apparaîtraient souhaitables, cette instance les évaluerait et les apprécierait du point de vue de leurs conséquences en se fondant sur l'avis des Autorités et Commissions compétentes. Ces projets d'évolution feraient également l'objet d'une concertation entre l'ensemble des parties prenantes dont l'Andra, les producteurs de déchets et les citoyens. Une fois ces échanges et ces approfondissements d'analyse réalisés, cette instance aurait la charge de proposer à l'Etat un projet de décision.

SEPARATION ET TRANSMUTATION

Astrid est un démonstrateur technologique de réacteur à neutrons rapides (RNR). Il fournira de l'électricité tout en recyclant durablement du plutonium issu du retraitement des combustibles usés. Conformément à la loi de 2006 pour laquelle la transmutation qui vise à réduire la radiotoxicité des déchets nucléaires à vie longue est un pilier essentiel, Astrid permettra d'évaluer la faisabilité industrielle de la transmutation des actinides mineurs. Astrid doit également établir les conditions de consommation accrue du plutonium pour être en mesure d'arrêter la production d'électricité nucléaire sans abandonner comme déchet un stock important de plutonium.

C'est dans ce contexte que la Commission suit les développements du projet Astrid.

La Commission note que la R&D conduite dans le cadre de l'Avant-Projet Détaillé sur le Système de Conversion d'Energie gaz (SCE-gaz) a bien progressé et devrait conduire à porter la version Astrid SCE azote au même niveau que la version Astrid SCE eau-vapeur.

La mise en œuvre d'Astrid implique la mise au point d'assemblages spécifiques de combustible qui devront être qualifiés ; cette qualification est prévue dans le cadre d'une collaboration internationale.

La Commission attire l'attention sur la nécessité d'une vision à long terme de l'évolution du parc nucléaire afin que l'ensemble des acteurs mette en place une R&D adéquate et optimisée. En effet, la mise au point et la qualification du cycle du combustible RNR entreprises par le CEA, EDF et Areva demanderont plusieurs décennies. De plus, une robotisation très importante de nouveaux ateliers de fabrication et de retraitement du combustible sera nécessaire pour la radioprotection des travailleurs.

Aujourd'hui, en considérant les contraintes techniques et de radioprotection, seule la transmutation de l'américium est envisagée. Des expériences de faisabilité scientifique et technique sont en cours et nécessitent un accès à des outils d'irradiation rares dans le monde. La Commission recommande que ces études et ces développements s'inscrivent également dans une politique à long terme.

ASSAINISSEMENT ET GESTION DES DECHETS

Toutes les installations nucléaires de base doivent être assainies et démantelées après leur mise à l'arrêt. Cette procédure implique parfois la reprise de déchets qui y sont entreposés. La R&D pour mettre au point les équipements a été conduite pendant plus d'une décennie et les opérations de reprise proprement dites des déchets se prolongeront durant au moins deux décennies. Ces opérations se poursuivent normalement.

L'étude menée par le CEA et les producteurs apporte des informations importantes s'agissant du stockage des bitumes. Cependant, il reste à vérifier l'éventualité de la prise au feu d'un colis et de la propagation de l'événement au secteur entier. La Commission recommande de poursuivre les expériences sur ce sujet. Enfin, il convient de réévaluer la voie alternative de l'incinération de ces bitumes sur des bases actualisées.

Les déchets de très faible activité (TFA) représentent un volume considérable et l'Andra prévoit que la capacité de leur centre de stockage, le Cires, même étendue à 900 000 m³ sera atteinte en 2030 ; un deuxième stockage devra alors être ouvert. L'Andra estime qu'environ la moitié des

déchets TFA ont des activités si faibles qu'ils pourraient rejoindre des stockages simplifiés. La Commission a déjà recommandé d'assurer la cohérence de la politique de gestion des déchets de faible activité, qu'ils soient issus ou non d'une industrie nucléaire. Elle considère que la politique de gestion des déchets doit reposer uniquement sur des études caractérisant leur toxicité. Les temps d'isolement et de confinement vis-à-vis de la biosphère devront être aussi définis en tenant compte des attentes sociales. La problématique d'un seuil de libération et celle des faibles doses sont évidemment sous-jacentes à ces questions.

PANORAMA INTERNATIONAL

Tous les pays utilisant l'énergie nucléaire considèrent que le stockage géologique des déchets HAVL-MAVL est la solution de référence.

Les pays européens les plus avancés sont la Finlande qui a commencé la construction de son stockage dans le granite à 430 m de profondeur et la Suède où les procédures d'autorisation de construction d'un stockage dans le granite devraient aboutir en 2018.

Aux Etats-Unis, la procédure d'octroi d'autorisation pour Yucca Mountain redémarre. Le Canada recherche des sites de stockage dans des zones bien adaptées au plan géologique et bénéficiant d'un accord sociétal.

Les systèmes pilotés par accélérateur (ADS - Accelerator Driven Systems) sont proposés comme alternative aux réacteurs critiques rapides pour la transmutation des actinides. La recherche continue au plan international, principalement dans le cadre du projet européen Myrrha, piloté par le SCK•CEN belge et intégré à la feuille de route de l'ESFRI.

La plupart des pays ayant une industrie nucléaire ont déjà entrepris des opérations de démantèlement (réacteurs, usines de combustible, usine de retraitement,...). Elles montrent que les technologies sont disponibles pour effectuer un démantèlement en respectant toutes les normes de sécurité classique et nucléaire. Les méthodologies pour en estimer le coût ont été validées.

La Commission a analysé les conditions de libération des déchets TFA dans différents pays. L'expérience des pays qui ont un seuil de libération montre qu'une réglementation, associée à des procédures et à des contrôles stricts, permet d'assurer la protection des populations. Les matières ainsi libérées peuvent être réutilisées sans restriction y compris dans des biens de consommation courante. Une harmonisation européenne et internationale des approches sur les modalités de libération des TFA paraît donc souhaitable. La Commission renouvelle sa recommandation d'une réflexion approfondie de la France sur cette thématique.

CHAPITRE 1 : CIGEO

1.1 INTRODUCTION

Le projet Cigéo, en application de la loi de juin 2006, a pour objectif la conception et la construction d'un stockage géologique réversible des déchets radioactifs HAVL et MAVL inscrits au Programme industriel de gestion des déchets (PIGD). Ce stockage doit être réalisé à 500 m de profondeur dans la couche d'argilite du Callovo-oxfordien (Cox), épaisse d'environ 130 m, en Meuse - Haute Marne. Ce projet a vu le jour après des études et recherches développées durant plus d'une vingtaine d'années, notamment dans le laboratoire souterrain de Bure, et qui ont démontré l'excellente aptitude du Cox à isoler les déchets puis à confiner durablement les radionucléides qui y sont contenus.

Assistée de son maître d'œuvre système, le groupement Gaiya (Technip-Ingérop), l'Andra, agissant comme maître d'ouvrage, a mené l'avant-projet sommaire (APS) jusqu'en juin 2015. Après une revue de projet commanditée par la Direction générale de l'énergie du climat (DGEC), le projet est entré dans la phase d'avant-projet détaillé (APD) qui devrait se clôturer par le dépôt de la demande d'autorisation de création (DAC) prévue à mi-2018.

Pour préparer le dépôt de la DAC, l'Andra a élaboré un dossier d'options de sûreté (DOS) séparé en deux volets, l'un pour Cigéo en exploitation et l'autre pour Cigéo après fermeture. Ces documents sont accompagnés d'un dossier d'options techniques de récupérabilité (DORec) et d'une proposition de plan directeur pour l'exploitation (PDE).

La Commission a analysé ces documents (Cf. Annexe VI) à la lumière des résultats de la R&D. Bien que les documents préparés par l'Andra aient été finalisés avant la promulgation de la loi du 25 juillet 2016 qui définit la réversibilité d'un stockage géologique profond, la Commission a examiné les conséquences de la réversibilité sur le prochain plan directeur pour l'exploitation de Cigéo que l'Andra devra préparer.

Enfin, le décret et l'arrêté du Plan National de Gestion des Matières et Déchets Radioactifs (PNGMDR) pour la période 2016-2018 ont été publiés au Journal Officiel en février 2017. Le PNGMDR recommande des études consacrées à l'évaluation des besoins en entreposage pour les déchets destinés à Cigéo. Il fixe un programme de travail concernant les conditions d'acceptabilité des déchets qui iront au stockage. Il envisage aussi d'élargir l'inventaire des déchets à stocker en considérant ceux qui résulteraient d'une éventuelle modification de la politique électronucléaire française.

Ce chapitre présente les réflexions de la Commission sur les avancées du projet Cigéo acquises entre juin 2016 et avril 2017.

1.2 LES DÉCHETS DESTINÉS À CIGÉO

L'acceptation des colis en stockage doit se faire selon un processus d'approbation. Ce processus doit être défini pour la mise en service de Cigéo.

La Commission renouvelle sa demande de disposer de plus de détails sur le processus d'approbation des colis et notamment sur les études et recherches entreprises pour parvenir à sa définition complète.

L'inventaire des déchets faisant l'objet d'un stockage réversible en couche géologique profonde a été précisé dans le cadre du décret publié le 23 février 2017 établissant les prescriptions du

PNGMDR. Il comporte un inventaire de référence et un inventaire de réserve (Annexe VII). Cigéo sera financé et construit pour accueillir l'inventaire de référence. Cet inventaire correspond au scénario du retraitement de tous les combustibles usés du parc actuel. Il tient compte des incertitudes sur la durée de vie du parc et sur les volumes qui seront produits dans l'exécution des projets de reprise et de conditionnement des déchets.

Le PNGMDR 2016-2018 consacre une importante partie prospective à la question des déchets figurant dans l'inventaire de réserve qui comporte en particulier des combustibles usés. Il demande à l'Andra de mener des travaux sur la faisabilité du stockage de matières nucléaires qui seraient reclassées en déchets, au titre de l'inventaire de réserve. L'Andra interprète ces demandes comme des études d'adaptabilité de Cigéo et se fonde sur des connaissances génériques.

Les études sur le stockage de combustible usé dans Cigéo sont demandées à titre conservatoire.

La Commission considère que les études conduites jusqu'aujourd'hui sur un éventuel stockage des combustibles usés dans l'argile sont très insuffisantes. Dans le cadre de la loi de 2006, cette lacune est cependant sans conséquence pour la DAC puisque cette loi ne prévoit que le stockage des déchets ultimes dans Cigéo ; les combustibles usés, qui ne sont pas des déchets ultimes (article L542-1-1 du code de l'environnement), en sont donc exclus.

1.3 L'ANALYSE DU DOS PAR LA COMMISSION

14

L'Andra a déposé les différentes pièces constituant le dossier d'option de sûreté de Cigéo (DOS) en juin 2016 et la procédure d'instruction par l'ASN est en cours. Les objectifs du DOS et les modalités de son instruction par l'ASN sont précisés en Annexe VIII.

La loi de 2006 prévoit que la Commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE) donne un avis sur la demande d'autorisation de création (DAC) du centre de stockage géologique profond réversible Cigéo et le transmette à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST). Pour préparer l'avis qu'elle devra remettre sur la DAC, la Commission a analysé, au regard de la R&D, les propositions de l'Andra rapportées dans le DOS. Elle s'est, dans son analyse, assurée que la conception de l'installation concilie, conformément aux lois de 2006 et 2016, le caractère particulier d'un stockage réversible profond dans lequel les colis de déchets sont introduits sans intention, *a priori*, de les retirer.

La Commission note que les documents de l'Andra ont été établis avant le vote de la loi du 25 juillet 2016. Les versions ultérieures de ces documents devront être ajustées pour s'y conformer.

La Commission reprend ci-dessous les principales conclusions de son analyse des DOS, DORec et PDE. Les développements détaillés de cette analyse sont décrits dans le document complet publié par la Commission en novembre 2016 (Cf. www.cne2.fr & Annexe VI). Les éléments concernant plus particulièrement les recherches qui mèneront à la DAC sont repris dans le sous-chapitre 1.5 du présent rapport.

1.3.1 Les modalités de fermeture du stockage au regard de la réversibilité

La Commission rappelle que selon les principes de la loi, Cigéo doit être conçu comme un stockage réversible, robuste, destiné à être fermé *in fine* pour assurer une sûreté passive à long terme ; sa fermeture est progressive, tout en garantissant l'exercice de la réversibilité par la mise en œuvre de la récupérabilité. Les déchets destinés à Cigéo étant ultimes, la récupération d'un

ou plusieurs colis n'est envisageable, par principe, qu'en cas de dysfonctionnement dans le processus de stockage. En effet, dans le fonctionnement de Cigéo, stockage géologique profond, la reprise à grande échelle des déchets ne peut être considérée comme une opération normale.

La réversibilité est fondée sur la capacité de prendre des décisions, en temps voulu, dans le contexte de l'exploitation du stockage.

La Commission n'estime pas souhaitable de laisser délibérément ouverts les alvéoles remplis jusqu'à terminaison d'un quartier de stockage. Elle recommande la mise en place, au cours de la phase d'exploitation de Cigéo, d'une structure d'isolement étanche permettant à chaque alvéole rempli d'évoluer en mode passif vis-à-vis du milieu géologique ; ces alvéoles feraient l'objet d'un programme de surveillance continu contribuant au retour d'expérience nécessaire à l'exercice de la réversibilité.

1.3.2 Le rôle du PDE

Les revues de réversibilité, prévues à un rythme quinquennal, seront notamment l'occasion de prendre la décision d'isoler ou non des alvéoles. Certes, chaque étape de la fermeture progressive de Cigéo complexifie la récupération d'un colis de déchets mais elle accroît la sûreté passive. Le Plan directeur d'exploitation (PDE) devra donc analyser de façon approfondie les modalités de cette stratégie d'isolement. L'Andra devra démontrer que les ouvrages d'isolement étanche des alvéoles, que la Commission recommande, remplissent toutes les fonctions de protection en situations incidentelles ou accidentelles, notamment en cas d'incendie.

Le PDE est un document destiné à évoluer avec l'exploitation du stockage. La Commission demande que les modalités de fermeture progressive du stockage soient précisées en considérant simultanément les objectifs de sûreté en exploitation et à long terme. Elle recommande que chacune des versions successives du PDE définisse de manière didactique les objectifs et les lignes directrices du projet et prenne en compte les aléas susceptibles d'influer sur son déroulement.

15

Conformément à la loi de 2016, l'Andra devra définir les modalités lui permettant de bénéficier du retour des conclusions d'une consultation sociétale.

Le PDE a ainsi vocation à devenir un élément structurant de la gouvernance de Cigéo.

1.3.3 L'exploitation de Cigéo

Cigéo sera une installation complexe du fait de son étendue, de sa double localisation en surface et en profondeur, de la durée plus que séculaire de son exploitation et de la co-activité entre travaux de construction, exploitation et travaux de fermeture.

En exploitation, la traçabilité des colis devra être assurée ce qui implique que la documentation soit accessible aux opérateurs à tout moment.

La maîtrise de l'interface entre la « zone travaux » et la « zone exploitation » sera essentielle pour assurer la sécurité en exploitation. La DAC devra expliciter les mesures prises pour garantir simultanément la sécurité des personnels dans ces deux zones et analyser les situations accidentelles. Il devra aussi aborder l'intégration du processus de maintenance de Cigéo, son impact sur le planning d'exploitation et surtout sur la sûreté en cas de défaillance ou d'arrêt pour maintenance programmée.

Face à la complexité de l'installation et de son exploitation, la Commission recommande la réalisation d'une maquette numérique de Cigéo tridimensionnelle et interactive permettant de former les opérateurs et de valider les procédures à mettre en œuvre.

1.3.4 La phase industrielle pilote

La phase industrielle pilote prévue par la loi de 2016 est destinée à démontrer l'entière maîtrise de la gestion industrielle du stockage. Le bon déroulement de la phase industrielle pilote constituera l'élément primordial pour prendre la décision de mise en service définitive du stockage. Sa durée est prévue par l'Andra sur une dizaine d'années.

La Commission estime que la phase industrielle pilote devra durer le temps nécessaire pour valider les options techniques et permettre d'atteindre un fonctionnement en régime nominal.

1.3.5 La démonstration de sûreté après fermeture

Dans la perspective de l'évaluation de sûreté qui accompagnera la DAC, il apparaît important que l'évaluation des grandeurs indispensables au dimensionnement de l'installation soit effectuée de manière robuste. La démonstration de sûreté à long terme repose essentiellement sur la modélisation du relâchement et de la migration des espèces chimiques radioactives à travers les composants du stockage et du milieu géologique jusqu'aux exutoires et à la biosphère.

La Commission recommande d'explicitier l'imbrication des divers modèles utilisés pour représenter les phénomènes aux différentes échelles impliqués dans la démonstration de sûreté. S'agissant des scénarios d'évolution à long terme de l'ouvrage, elle demande qu'une étude de sensibilité soit présentée pour évaluer l'effet de la variabilité des paramètres des matériaux sur les résultats des simulations. Elle considère que le choix des paramètres associés aux milieux altérés par la présence de l'ouvrage doit être mieux étayé.

1.4 LES TRAVAUX MENÉS DANS LE CADRE DE L'APD

1.4.1 Quel contenu pour la DAC ?

A l'approche de la fin de l'APD et du dépôt de la DAC qui en résultera, la question du niveau de détail des documents se pose. Il doit être suffisant pour étayer l'analyse de sûreté tout en garantissant une certaine adaptabilité permettant de faire évoluer le projet. Les documents

devront tenir compte de la durée séculaire du projet qui nécessitera de mettre en œuvre des optimisations selon des modalités prévues à l'avance.

Les notions d'avant-projet sont définies dans le Décret n°93-1268 du 29 novembre 1993 relatif aux missions de maîtrise d'œuvre confiées par des maîtres d'ouvrage publics à des prestataires de droit privé. Nous retiendrons ici celle liée aux infrastructures :

« Les études d'avant-projet ont pour objet : a) De confirmer, compte tenu des études et reconnaissances complémentaires, la faisabilité de la solution retenue et d'en déterminer ses principales caractéristiques ; b) De proposer une implantation topographique des principaux ouvrages ; c) De proposer, le cas échéant, une décomposition en tranches de réalisation et de préciser la durée de cette réalisation ; d) De permettre au maître de l'ouvrage de prendre ou de confirmer la décision de réaliser le projet, d'en arrêter définitivement le programme et d'en déterminer les moyens nécessaires, notamment financiers ; e) D'établir l'estimation du coût prévisionnel des travaux, en distinguant les dépenses par partie d'ouvrage et nature de travaux et en indiquant l'incertitude qui y est attachée compte tenu des bases d'estimation utilisées ; f) De permettre l'établissement du forfait de rémunération dans les conditions prévues par le contrat de maîtrise d'œuvre. »

Les études d'avant-projet comprennent également l'établissement des dossiers à déposer, le cas échéant, en vue de l'obtention du permis de construire et autres autorisations administratives nécessaires et qui relèvent de la compétence de la maîtrise d'œuvre, ainsi que l'assistance au maître de l'ouvrage au cours de leur instruction. »

L'examen du dossier de demande d'autorisation de création du centre de stockage de l'Aube (CSA) constitue un exemple permettant d'apprécier le degré de précision choisi en vue de l'autorisation de création. Ce dossier comprend les schémas définissant l'implantation de l'ouvrage (plans et coupes), les notices décrivant les critères retenus pour le dimensionnement, les modalités de vérification de ces critères qui participent à la démonstration de sûreté et enfin un descriptif détaillé de l'ouvrage, nécessaire par exemple pour lancer les consultations en vue de sa réalisation.

17

Un tel niveau de détail ne s'applique pas directement à Cigéo dans la mesure où il s'agit d'un ouvrage dont la construction s'étendra sur 150 ans. Des écarts entre l'ouvrage tel qu'il sera prévu demain et tel qu'il sera réalisé dans plus de cent ans sont inévitables. Ces écarts seraient *à minima* les pistes d'optimisation aujourd'hui envisagées par l'Andra et sur lesquelles les autorités pourraient statuer par la suite.

La Commission considère que le dossier de demande d'autorisation de création devrait avoir pour objet de décrire une conception du stockage réalisable avec les technologies actuelles, formant une configuration de référence.

La décision d'autorisation de création qui en résultera devrait aussi permettre la mise en œuvre d'optimisations ou d'évolutions technologiques sans dégrader la sûreté. La Commission attire l'attention sur la spécificité de cette décision d'autorisation de création.

1.4.2 Le lien entre les recherches et l'ingénierie

En l'absence d'une solution de référence « cible » pour le dépôt de la DAC, les études et recherches entreprises par l'Andra ne permettent pas de distinguer les travaux ayant trait à des verrous technologiques qu'il est nécessaire de lever pour aboutir à une solution de référence de ceux ayant trait à une optimisation éventuelle de celle-ci.

A une année du dépôt de la DAC, le programme de recherche relatif à Cigéo devrait être focalisé et montrer un lien clair entre les besoins de connaissances nécessaires et les options envisagées pour l'ingénierie.

Le dimensionnement d'un ouvrage consiste à proposer une géométrie précise de celui-ci et des spécifications techniques vérifiant l'ensemble des critères envisagés, et plus précisément les quantités pour lesquelles il doit être garanti qu'elles restent inférieures à un seuil admissible (déformabilité, contraintes maximales, température, flux diffusif,...).

- Les seuils résultent soit de la recherche, soit de la connaissance antérieure sur les matériaux et les systèmes mis en œuvre.
- Les valeurs à comparer à ces seuils résultent de méthodes de calcul dont le détail est indiqué dans une notice de dimensionnement (qui doit donc faire partie intégrante de la DAC). Ce sont les sollicitations.

Les seuils, comme les sollicitations sont pondérés par des coefficients de sécurité. Pour les seuils, ceux-ci relèvent de la variabilité des propriétés des matériaux et des incertitudes de mesure. Pour les sollicitations, ce sont les incertitudes de réalisation, de modélisation et de fonctionnement qui donnent ces coefficients.

Le niveau de connaissance requis pour fixer les seuils ou pour déterminer les sollicitations doit tenir compte des incertitudes. Ainsi les seuils sont ajustés au niveau de connaissance, et sont tantôt très restrictifs par manque de connaissances approfondies, tantôt plus affinés si les connaissances le permettent.

La démarche de dimensionnement est un processus itératif qui part généralement d'une géométrie fixée *a priori*, issue par exemple de l'expérience de l'ingénieur. Selon les critères mis en défaut, le dimensionnement est ensuite adapté pour les satisfaire. Le résultat est une configuration qui vérifie l'ensemble des critères considérés. Dans le cas de Cigéo, cette liste de critères ne nous a pas été communiquée. Souvent, seul le résultat final est présenté. Or, c'est cette absence de traçabilité du processus de dimensionnement qui peut faire défaut dès lors qu'il s'agit d'évaluer les recherches qui doivent être menées afin de parvenir à un dimensionnement acceptable.

La Commission recommande que soit explicité le plus rapidement possible l'ensemble des critères utilisés pour dimensionner la configuration de référence au regard des connaissances actuelles.

Par ailleurs, les marges de sécurité calculées pour chaque critère et pour un dimensionnement donné permettent d'orienter un éventuel processus d'optimisation. Une solution plus simple et moins coûteuse ayant un impact principal sur un critère largement vérifié sera à privilégier au détriment d'une variante dont l'impact sur le critère enveloppe de dimensionnement serait plus important. Vient ensuite l'évaluation du coût de chaque variante qui peut permettre de les ordonner entre elles et de prendre des décisions.

Les recherches utiles pour le dépôt de la DAC peuvent alors être rangées selon deux voies :

- celles qui permettent de mieux apprécier les conditions d'exploitation et de fonctionnement de l'ouvrage, et donc de réduire les incertitudes sur les sollicitations ;
- celles qui permettent de mieux connaître les propriétés des matériaux et donc de repousser leurs limites de fonctionnement tout en gardant la robustesse requise pour assurer la sûreté du stockage.

En l'état actuel, une telle démarche n'a pas été présentée.

La Commission recommande, une fois établies les modalités de dimensionnement d'une solution de référence, de mettre systématiquement en regard les recherches entreprises avec les critères et les modèles de calcul des sollicitations employés pour établir celle-ci.

1.4.3 Incertitudes

La description du comportement à venir d'un site de stockage est nécessairement soumise à des incertitudes. Ces dernières sont naturelles et ne doivent en aucun cas rendre un projet réhibitore simplement de par leur existence. Il est judicieux, au contraire, de les intégrer dans la définition du projet pour aboutir à une solution robuste.

Les incertitudes (détaillées dans l'Annexe IX) se distribuent principalement suivant deux groupes :

- 1) les incertitudes sur les mesures des propriétés des milieux ;
- 2) les incertitudes liées aux modèles qui ne rendent pas exactement compte des différents processus affectant ces milieux.

A ces deux groupes d'incertitudes s'ajoutent des aléas, événements rares pour lesquels il est difficile de déterminer les probabilités d'occurrence.

Les incertitudes existent donc, mais des méthodologies sont disponibles pour les gérer. Suivant l'objectif à atteindre, un ensemble de scénarios est décliné ou bien une analyse d'incertitudes est menée. Cela implique la définition de la chaîne de modélisation et l'identification des paramètres les plus influents sur l'ensemble de cette chaîne, c'est-à-dire ceux qui ont un impact majeur. On peut alors se concentrer sur ces paramètres pour estimer les incertitudes sur les réponses finales et en déduire des coefficients de sécurité ou des pistes d'optimisation.

La Commission souhaite que l'estimation des incertitudes sur les différentes données soit poursuivie, que l'articulation entre les modèles qui constituent la chaîne de modélisation soit clairement décrite et que l'approche suivie pour propager les incertitudes le long de cette chaîne et en déduire les coefficients de sécurité soit explicitée.

1.5 LES RECHERCHES ENTREPRISES PAR L'ANDRA EN VUE DE LA DAC

Ces recherches concernent d'une part le comportement du stockage en exploitation (1.5.1) et après fermeture (1.5.2 et suivants).

1.5.1 Le dimensionnement des ouvrages souterrains

L'objectif des recherches de l'Andra sur le dimensionnement des ouvrages souterrains est d'assurer la tenue de ces ouvrages pendant toute la durée de l'exploitation. L'Andra dispose pour cela d'un très important socle d'informations. Elles sont issues de douze années de recherches dans le laboratoire souterrain où des expériences ont été menées dans des conditions proches de celles de Cigéo. Des expériences en laboratoire de surface complètent ces informations, ainsi que les échanges et interactions avec des équipes de chercheurs d'agences d'autres pays et de très nombreuses équipes académiques en France et dans le monde.

La démarche s'appuie sur l'agrégation de connaissances sur différentes parties du système.

L'analyse du comportement naturel de la roche permet d'obtenir les paramètres clés pour la construction des modèles de comportement mécanique des argiles. La couche d'argilite est constituée de deux unités : l'unité silto-carbonatée (le tiers supérieur de la couche) et l'unité argileuse ciblée pour l'ouvrage. Les principales caractéristiques sont une résistance à la compression élevée, une déformation différée (particulièrement dans l'unité argileuse) et une capacité de gonflement à l'eau, liée à la présence de smectites.

Le comportement des argiles autour des ouvrages est étudié afin de comprendre et quantifier les mécanismes de création de fractures lorsque le creusement de l'ouvrage modifie l'état de contrainte local. Les études mettent en évidence deux types de fracturation dans l'unité argileuse : une zone de fractures denses et connectées proches de la paroi (EDZ), puis, au-delà, une zone de fractures non connectées entre elles. L'orientation des fractures est anisotrope, en relation avec la direction des contraintes principales du milieu. La convergence associée est également anisotrope. Elle se développe en deux temps : une convergence à vitesse élevée durant les premiers mois, puis à vitesse résiduelle de valeur très faible pendant plusieurs années. Pour l'unité silto-argileuse, seule la fracturation non-connectée se développe, avec une convergence très faible.

Enfin, les études sont complétées par l'analyse de l'impact des méthodes de creusement sur la fracturation. Un effort important a été mené sur les modèles utilisés avec la comparaison de concepts de modélisation différents (modèles semi-analytiques, milieu homogène équivalent, fractures discrètes).

La Commission considère que les calculs présentés sont convaincants. Ils doivent permettre de tester l'impact de différentes solutions technologiques sur la durabilité de la structure.

20

Les choix de conception reposent sur l'utilisation de méthodes standards éprouvées sur ce type de chantier. Toutefois, la sûreté à long terme impose des ajustements, en particulier pour la gestion de la convergence : combinaison entre d'une part le blocage précoce de la convergence pour éviter la création de l'EDZ, et d'autre part une phase de convergence initiale libre qui limite la contrainte résiduelle sur les parois. Un concept intéressant est proposé. Il consiste à associer la technique de boulonnage à l'avancement (pour limiter la création de l'EDZ à l'avant du front) à la pose d'un revêtement compressible (voussoirs compressibles, remplissage) qui permet une convergence initiale et limite donc la contrainte résiduelle.

La Commission recommande de passer de la phase recherche à la phase d'ingénierie en appliquant les méthodes développées pour le dimensionnement des galeries et de leurs revêtements.

1.5.2 Le dimensionnement THM des quartiers HA

L'objectif de ces recherches consiste à démontrer que la chaleur dégagée dans les alvéoles HA pendant la phase thermique ne provoque pas d'endommagement dans la roche hôte. La vérification repose sur des modèles, qualifiés sur des expériences en laboratoire souterrain ou en laboratoire de surface. Les simulations doivent démontrer que, dans les scénarios choisis, le champ de contrainte reste inférieur à la limite de fracturation.

La démarche repose initialement sur l'emploi de modèles simples. Ces modèles sont ensuite complexifiés pour prendre en compte une phénoménologie plus élaborée. Enfin, des tests de sensibilité permettent de hiérarchiser les phénomènes et les paramètres clés. Un travail important a ainsi été fourni pour tester la robustesse des résultats de simulation à l'ensemble des incertitudes : variabilité géologique, loi de comportement choisie, choix de modélisation.

Ces études ont pu démontrer la pertinence d'une approche 2D par rapport à l'approche 3D plus coûteuse en temps de calcul. Le choix d'un modèle de comportement thermo-poro-élastique est également suffisant pour analyser le comportement du champ lointain (inter-alvéole) ; le modèle thermo-poro-élasto-plastique est par contre indispensable pour représenter le comportement à proximité immédiate de l'alvéole, en tenant compte de la fracturation dans l'EDZ.

Les simulations donnent également des renseignements opérationnels sur les scénarios à prendre en compte : faible impact de la variabilité spatiale de la puissance thermique, interférences avec d'autres phénomènes (transitoires gaz et chimiques) non pertinentes car limitées au voisinage des alvéoles. La prise en compte de la chronique de chargement des alvéoles est également négligeable.

La Commission apprécie le soin apporté à la qualification des modèles de comportement THM et de leurs conditions d'utilisation. Elle considère que l'Andra s'est dotée des outils indispensables à la représentation du fonctionnement des quartiers HA. L'Andra doit maintenant passer du modèle au dimensionnement.

L'Andra souhaite utiliser cette démarche de calcul pour aboutir à un modèle *prudent* pour le dépôt de la DAC. Ces modèles pourront être affinés, et les marges resserrées, avec les données issues des premières années d'exploitation du quartier HA0 permettant de proposer des optimisations pour les quartiers HA1 et 2 dans le cadre de la flexibilité de Cigéo.

1.5.3 Les transitoires de resaturation et de dégagement de gaz

Le contact avec l'atmosphère pendant les phases de construction et d'exploitation de Cigéo va provoquer une désaturation partielle des ciments et de la roche dans l'environnement immédiat de l'ouvrage. Les recherches entreprises visent à évaluer le temps caractéristique et les modalités de resaturation. Il s'agit également de quantifier l'évolution des pressions et les flux pendant cette phase transitoire et jusqu'au retour à l'équilibre.

L'Andra s'appuie pour cela sur une compréhension des processus acquise lors d'expériences dédiées ou sur des analogues. La transposition en temps et en espace est effectuée à l'aide de modèles numériques qualifiés, sur des expériences et au travers d'exercices d'intercomparaison de codes. La démarche a été appliquée sur les différents composants du stockage puis à l'échelle de la couche géologique.

À partir du modèle hydrogéologique initial, les simulations représentent l'effet du creusement, de la ventilation pendant la phase d'exploitation, et la resaturation post-fermeture. Les calculs permettent de déterminer l'extension de la zone non-saturée, les pressions locales et les flux d'eau lors de la resaturation. Différents phénomènes ont été pris en compte : écoulement de l'eau et du gaz, production d'hydrogène dans le stockage, sa dissolution et sa migration. Les couplages avec les processus thermiques (dégagement de chaleur par les alvéoles HA) et osmotiques (colis MAVL à forte charge saline) sont également évalués.

La Commission note que l'amélioration continue de la description physique a permis d'affiner la quantification des flux et de la durée des transitoires, sans remettre en cause les conclusions générales du dossier 2005.

Malgré les très faibles perméabilités, la grande surface de contact avec la roche hôte dans les alvéoles favorise la re-saturation des vides résiduels de l'ouvrage par les eaux provenant du Callovo-Oxfordien par rapport aux eaux pouvant transiter par les scellements. En l'absence d'autres processus, la resaturation serait effective après une durée de l'ordre de quelques milliers d'années. Cependant, la génération d'une importante quantité d'hydrogène, issu de la corrosion

des aciers, de la radiolyse de l'eau voire de l'activité bactérienne, ralentit sensiblement la resaturation. Les temps de resaturation sont alors estimés à une centaine de milliers d'années pour les quartiers HA et plusieurs centaines de milliers d'années pour les quartiers MAVL. Les vides technologiques se saturent en dernier, puisque la resaturation est dominée par les effets capillaires.

À plus petite échelle, les scellements non encore resaturés ne constituent pas une barrière aux gaz. L'extrados des revêtements (zone compressible et zone fracturée connectée) au contact direct avec les ouvrages permet à l'intérieur de Cigéo une circulation gazeuse convective. Ce transfert limite les pressions dans l'ouvrage, avec un maximum, suivant le scénario envisagé, entre 5 et 12 MPa à l'horizon de quelques dizaines de milliers d'années. Ces calculs mettent en évidence des pressions importantes. Leur prise en compte dans le comportement THM de l'ouvrage et sur les scellements des liaisons surface-fond n'a pas été présentée.

L'Andra a démontré sa capacité à quantifier les flux d'eau et de gaz pendant la phase transitoire de resaturation en tenant compte du couplage de nombreux processus.

La Commission demande que les conséquences des pressions élevées de gaz sur l'évolution des composants du stockage lui soient présentées.

La cicatrisation de la zone fracturée connectée est liée à la resaturation des argilites. Les pressions de gaz limitent l'arrivée d'eau et donc retardent la cicatrisation ; inversement, la connexion des fractures facilite le transfert convectif du gaz et l'arrivée d'eau. L'effet de la production d'hydrogène sur la cicatrisation de la zone fracturée connectée n'a pas été quantifié.

La Commission recommande d'analyser la cicatrisation et ses effets sur le comportement THM en phase de resaturation ou à défaut de démontrer que ces effets sont intégrés dans l'enveloppe des scénarios étudiés.

1.5.4 La migration des radionucléides

La sûreté du stockage après fermeture repose *in fine* sur la très lente migration des radionucléides dans le stockage et en dehors du stockage. Le premier point a une influence sur le co-stockage de différentes catégories de colis dans un même alvéole MAVL. Le co-stockage est étudié pour des raisons d'optimisation de Cigéo. Le second point concerne la migration des radionucléides pendant les phases transitoires de re-saturation des installations de stockage, puis finalement en phase stationnaire dans le Cox saturé, des colis jusqu'aux exutoires de la biosphère. La R&D conduite par l'Andra sur ces deux sujets est détaillée dans l'Annexe X.

Ce qui empêche le co-stockage de colis est une interaction possible entre les radionucléides migrant à partir d'un colis et des produits de dégradation de matières organiques provenant d'un autre colis. L'Andra a acquis depuis une décennie des données pour simuler les phénomènes qui conduiraient à un mélange des panaches de diffusion et à des réactions chimiques exothermiques ou à l'apparition d'espèces radioactives qui migreraient plus vite qu'en absence de co-stockage.

La Commission considère que pour décider d'un co-stockage dans un même alvéole, il reste à préciser les valeurs des paramètres liés à la migration des molécules

organiques et des complexes qu'elles forment avec les radionucléides d'intérêt dans un milieu hétérogène représentatif d'un alvéole dégradé.

Pour ce qui concerne la migration des radionucléides en dehors du stockage, les études de diffusion donnent des valeurs sur les flux et les temps caractéristiques. L'Andra a fondé l'analyse de sûreté de Cigéo après fermeture sur des calculs conduits dans le Cox saturé. Elle a entrepris d'affiner ces prévisions en prenant en compte les phases transitoires de resaturation. Ces phénomènes sont extrêmement complexes.

La Commission considère que l'Andra a démontré sa capacité à réaliser des calculs sur la migration des radionucléides prenant en compte explicitement les phases transitoires. Ces calculs pourront être utilement réalisés pour la DAC, en complément de calculs stationnaires.

1.5.5 Le rôle des scellements

Les propriétés du Callovo-Oxfordien jouent un rôle central pour la sûreté passive après fermeture. Toutefois, les liaisons surface-fond collectent toute l'eau drainée par le stockage. Il est indispensable de démontrer que le transfert de la radioactivité par les liaisons surface-fond et les galeries répond également aux exigences de sûreté après fermeture.

Deux principes de conception permettent de limiter les flux à travers les liaisons surface-fond. Le regroupement des liaisons surface-fond et la conception en quartiers borgnes évitent l'apparition de gradients de charge au sein de l'ouvrage et par conséquent évitent les transferts convectifs horizontaux. Ensuite, les scellements des liaisons surface-fond sont localisés au sein de l'unité silto-carbonatée afin d'éviter la présence de zone fracturée connectée liée au creusement qui pourrait contourner le scellement.

L'Andra a commencé la démonstration expérimentale de l'efficacité des scellements : mise en place d'un bouchon argileux, mesure des temps de resaturation et de la perméabilité, test de l'ancrage des scellements.

En raison des temps de saturation, et des flux qui restent très faibles par construction, la démonstration complète de l'efficacité des scellements est passée d'abord par une série d'essais menés internationalement visant à qualifier les principes du fonctionnement d'un scellement et déterminer ses propriétés. Puis une phase expérimentale de mise en place in situ des éléments constitutifs du scellement à l'échelle 1 sera nécessaire ; elle permettra de qualifier les modalités techniques de réalisation. Enfin, les propriétés de ces éléments constitutifs alimentent les modèles hydrogéologiques à partir desquelles les flux respectifs des différents exutoires du stockage sont calculés.

La Commission recommande que la qualification expérimentale des différents éléments constitutifs des scellements en milieu souterrain se poursuive, à l'échelle 1, au cours de la phase industrielle pilote.

Les calculs sont établis selon un scénario d'évolution normale (SEN), dans un scénario hydrogéologique réaliste et avec les principaux paramètres de contrôle affectés des valeurs moyennes mesurées ou estimées. Les calculs donnent la quantification des flux à travers toutes les surfaces de référence et en particulier à travers les scellements. Les calculs de référence sont complétés par une étude de sensibilité : construction de scénarios d'évolution altérée (SEA) et de scénarios « what if » intégrant une défaillance du noyau argileux des scellements.

Les calculs actuels de l'Andra assortis d'études de sensibilités montrent que les transferts à travers les liaisons surface-fond sont toujours très faibles. Dans le cas le plus défavorable, le maximum de débit de dose par la liaison surface-fond à 100 000 ans est inférieur à 1 $\mu\text{Sv}/\text{an}$.

La Commission approuve la méthodologie de calcul des flux de radionucléides aux exutoires.

La Commission recommande que l'Andra vérifie l'efficacité des scellements pendant les périodes transitoires.

1.6 FINANCEMENT, MÉTHODOLOGIE ET INGÉNIERIE CONTRACTUELLE DU PROJET

Un an après l'arrêté publié au Journal officiel en janvier 2016 sur le coût de Cigéo, quelques éléments critiques subsistent dans l'estimation des dépenses liées à ce projet industriel exceptionnel. Pour mémoire, l'arrêté fixe un « coût objectif » à 25 G€, aux conditions économiques du 31 décembre 2011. Ce coût est évalué sur une période de 140 ans à partir de 2016, soit 10 ans de conception et de construction des premiers ouvrages, 10 ans de phase pilote, 110 ans d'exploitation et de développement progressif du stockage et 10 ans pour la fermeture.

Il est rappelé que le coût arrêté constitue une référence pour l'établissement des provisions des producteurs de déchets. Le texte précise que la fixation de ce coût ne constitue ni une autorisation du projet, ni une décision relative à son niveau de sûreté. Il incite l'Andra à rester mobilisée sur les principales pistes d'optimisation identifiées, dans le respect des exigences de sûreté fixées par l'ASN. Cette évaluation est donc destinée à évoluer.

24

Les provisions des trois producteurs pour la gestion des déchets HA-MAVL sont respectivement : 7 G€ pour EDF, 0,765 G€ pour Areva, et 1,9 G€ pour le CEA. Le total représente une augmentation d'environ 2 G€ de la provision de Cigéo conformément à l'arrêté évaluant ces coûts. Les taux de couverture des acteurs sont présentés comme proches de 100 %. EDF a une provision de 8,25 G€ pour la gestion à long terme des déchets radioactifs comprenant, outre Cigéo, 0,25 G€ pour les graphites, et 1 G€ pour les autres déchets à faible activité. Les provisions d'Areva sont évaluées par filière à partir des coûts unitaires de gestion et des volumes de déchets. Le coût pris en compte est chiffré par m^3 de colis de stockage. A noter que toutes ces évaluations, présentées en 2017, se réfèrent à la fin de 2015. On comprend donc que dans les deux dernières années aucune modification n'a été apportée.

Pour un projet s'étalant sur 140 ans, les taux d'actualisation et d'inflation ont une importance cruciale parce qu'ils conditionnent le rythme des dépenses futures. Ces taux sont choisis par chacun des opérateurs dans des limites fixées par l'Etat.

La Commission recommande de veiller à ce que les taux d'actualisation choisis préservent au mieux l'équité intergénérationnelle.

Plusieurs éléments critiques émergent sur l'évolution de la vision du coût de Cigéo :

- La logique reste relativement « à court terme » : l'évolution dynamique du projet reste celle prévue en 2014, avec un certain détail sur la phase industrielle pilote et très peu sur les tranches ultérieures, la fermeture progressive et la jouvence des installations ;
- Tous les aspects incertains, définis comme des opportunités et des risques qui peuvent affecter positivement ou négativement le coût et le financement du projet, de même que

les incertitudes d'estimation sont totalement absents ; Cette remarque vaut aussi pour les changements éventuels de politique électronucléaire.

Sur un horizon si long, il est évident que chiffrer des événements incertains et leur affecter une probabilité est un exercice complexe. D'ailleurs ceci faisait partie des divergences entre l'Andra et les producteurs avant la publication de l'arrêté. Toutefois, la logique actuelle devra évoluer pour parvenir à une vision précise et partagée des premiers investissements. Le coût de la phase industrielle pilote est pour l'instant chiffré à 6 G€.

La Commission demande que les coûts liés à la phase industrielle pilote soient réévalués avec précision.

Le côté évolutif du coût, pourtant prévu dans l'arrêté, reste difficile à appréhender. Le seul élément dynamique communiqué à la Commission est l'évaluation des coûts marginaux des alvéoles MAVL et HA en fonction de la chronique de mise en stockage jusqu'en 2143, distribuée selon une *trajectoire présentée comme unique* (donc sans incertitude). Un travail en cours, qui devait se terminer en mars 2017, améliorera les scénarios d'optimisation envisagés à l'horizon du dépôt de la DAC.

Avec le dépôt de la DAC une nouvelle estimation du coût total du stockage devrait être établie en tenant compte des pistes d'optimisation. Cette estimation doit inclure les coûts liés au financement de Cigéo.

La Commission remarque une absence de stratégie dans l'ingénierie contractuelle dans la phase industrielle pilote. Les modalités de contractualisation pour la maîtrise d'œuvre du funiculaire ont été arrêtées et engagent les parties sur un prix ferme. Il semble que le reste de l'ouvrage sera réalisé dans le cadre d'une maîtrise d'œuvre attribuée selon le format classique des marchés publics. Comme dans tout projet d'infrastructure, et en particulier dans le cas des ouvrages souterrains, l'incertitude sur le coût de l'ouvrage « tel que réalisé » ne peut être négligée. Il importe alors de contenir au mieux ces incertitudes par une définition précise des coûts de réalisation, rattachée à des méthodes de construction dont la faisabilité sera assurée au mieux des connaissances actuelles.

La Commission considère que l'ingénierie contractuelle participe de la démarche d'évaluation des coûts du stockage et demande à l'Andra d'intégrer cette dimension dans ses études dès maintenant.

1.7 GOUVERNANCE

1.7.1 Gouvernance de Cigéo

Comme pour toutes les créations d'installations nucléaires de base, l'Andra devra conduire le chantier de Cigéo en respectant les prescriptions du décret d'autorisation de création. Ces prescriptions, énumérées dans le décret du 2 novembre 2007, contraignent le bénéficiaire du décret d'autorisation de création à décrire avec précision les caractéristiques techniques de l'installation, ses principes de fonctionnement, les opérations qui y seront réalisées ainsi que les différentes phases de cette réalisation, toute « modification notable » ne pouvant, en principe, se faire qu'en respectant la procédure initiale.

Il est cependant évident qu'une installation aussi innovante que Cigéo, conçue pour être exploitée pendant un siècle au moins, connaîtra des évolutions techniques qui nécessiteront une adaptation continue des spécifications originelles. Assurer la réversibilité du stockage, imposée par la loi du 25 juillet 2016, constitue, par ailleurs, une des contraintes majeures pour lesquelles les responsables de l'Andra et l'Etat auront à imaginer des dispositions nouvelles.

La loi sur la réversibilité a défini celle-ci comme un principe essentiel du suivi du projet Cigéo qui confère aux décisions constitutives de cet ouvrage un aspect évolutif : elles sont soumises à révision, régulièrement (tous les cinq ans), en sorte que les configurations retenues puissent faire l'objet d'une évolution : la puissance publique peut décider de poursuivre le projet, de faire une pause dans sa réalisation, ou de revenir en arrière (sur la base de la possibilité d'une récupérabilité des colis qui doit être facilitée par la conception de l'ouvrage).

Cette réversibilité est cependant un principe plus général : d'un point de vue concret et pratique, elle permet également des évolutions locales et particulières basées sur le fait que la configuration initiale du projet ne doit pas être figée pour un ouvrage dont la réalisation dépasse une durée d'un siècle et qui passera par des phases variées. Cela est dû au fait que, d'un point de vue technique, des améliorations et des optimisations peuvent apparaître nécessaires, eu égard au progrès des connaissances et compte tenu du retour d'expérience, sans parler de l'évolution générale des circonstances ou des fluctuations de la politique énergétique. Il convient donc que le projet garde une dimension de flexibilité et garantisse la possibilité de modifications pertinentes de la configuration de l'ouvrage.

La gouvernance de l'Andra, telle qu'elle est actuellement organisée, peut-elle permettre de répondre au caractère évolutif du projet ?

En 2006, l'OPECST, dans un rapport sur la gestion des déchets radioactifs relevait, à ce propos, que pour faire face à ses missions des prochaines décennies, l'Andra devrait bénéficier : « d'un toilettage de son statut ». Cette adaptation des principes de gouvernance de l'Andra sera d'autant plus délicate à instaurer que, comme l'impose la loi de 2016, la participation des citoyens doit être garantie tout au long de la vie du centre de stockage.

Pour faire face à ces différents impératifs, la Commission suggère la création d'une instance spécifique qui permettrait de gérer l'évolution de Cigéo dans la transparence.

Cette instance assurerait le suivi annuel du plan directeur d'exploitation que l'Andra présenterait.

Lorsque des évolutions du stockage apparaîtraient souhaitables, cette instance les évaluerait et les apprécierait du point de vue de leurs conséquences en se fondant sur l'avis des Autorités et Commissions compétentes.

Ces projets d'évolution feraient également l'objet d'une appréciation concertée avec l'ensemble des parties prenantes dont l'Andra, les producteurs de déchets et les citoyens. Le débat permettrait à la fois d'approfondir le sujet, d'informer toutes les parties prenantes, et de les associer à la définition des évolutions souhaitables.

Une fois ces échanges et ces approfondissements d'analyse réalisés, cette instance aurait la charge de proposer à l'Etat un projet de décision.

1.7.2 Gouvernance de l'aval du cycle

L'adoption et la mise en application de ces propositions pourraient donner à la gouvernance de Cigéo, la flexibilité qui paraîtrait nécessaire, tout en permettant « la vigilance sociétale » que demande l'ANCLi dans un rapport récent.

Toutefois, la gestion des déchets radioactifs ne constitue qu'une partie des problèmes liés à l'aval du cycle du combustible nucléaire. Ainsi le démantèlement des anciennes INB, le retraitement ou le stockage des combustibles usés, la transmutation des actinides, le développement d'une filière de réacteurs à neutrons rapides, etc. seront également à prendre en compte.

La Commission considère que les problèmes liés à la gouvernance de l'aval du cycle du combustible nucléaire constituent autant de questions qui pourraient être efficacement traitées au sein d'une instance de décision unique, capable de dégager une vision synthétique et cohérente de ce qui constituera un des chantiers les plus importants que notre pays, comme tous les pays qui ont développé une industrie nucléaire, aura à mettre en œuvre.

CHAPITRE 2 : SÉPARATION ET TRANSMUTATION

La loi de 2006 dispose que les déchets de haute et moyenne activité à vie longue (MAVL et HAVL) issus principalement du parc actuel, constitué de réacteurs à neutrons thermiques de type REP, seront stockés dans une couche géologique profonde. Le projet Cigéo répond à cette exigence. Cette loi dispose également que des recherches doivent être entreprises en vue d'étudier la faisabilité industrielle de la séparation et de la transmutation des éléments radioactifs à vie longue. La reprise des déchets vitrifiés étant impossible, seuls les déchets d'un éventuel parc futur sont concernés. Les études et recherches correspondantes doivent être conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires. Il est maintenant établi que, parmi les éléments radioactifs à vie longue, seuls les actinides mineurs (AM) pourraient être transmutés dans des réacteurs à neutrons rapides (RNR).

Le stockage géologique des déchets MAVL et HAVL et les recherches sur la transmutation des actinides mineurs constituent deux piliers essentiels de la loi de 2006. La R&D doit être menée de front pour préserver l'équilibre voulu par le législateur. C'est dans ce contexte que la Commission suit les développements du projet Astrid.

2.1 LE PROJET ASTRID

2.1.1 Contexte

29

C'est au CEA que la loi de 2006 a confié la charge de réaliser un démonstrateur technologique de réacteur à neutrons rapides de Génération IV, Astrid, qui doit fournir les éléments nécessaires à un choix industriel de déploiement d'une flotte de RNR. Il pourrait avoir lieu dans la seconde moitié du siècle (Cf. Annexe XI). Il convient de rappeler ici que le passage de combustible MOX chargé en plutonium (Pu) issu du combustible UOX ne peut se faire qu'une seule fois en REP en raison de l'altération de l'isotopie du plutonium. Pour un RNR le MOX peut être recyclé sans limite, quelle que soit l'isotopie du plutonium, d'où le choix des objectifs d'Astrid qui doit ainsi :

- fournir de l'électricité avec un niveau de sûreté au moins équivalent à celui de l'EPR et, avoir intégré toutes les préconisations de l'AIEA et de l'ASN, issues de l'analyse de l'accident de Fukushima ;
- qualifier l'utilisation durable du plutonium issu du retraitement des MOX REP et plus tard des MOX RNR (300 tonnes de plutonium contenus dans les MOX en piscines en 2040) et de l'uranium appauvri issu du procédé d'enrichissement de l'uranium naturel (environ 450 000 tonnes d'uranium appauvri à l'horizon 2040) ;
- permettre d'évaluer la faisabilité de la transmutation des actinides mineurs ;
- établir les conditions de consommation accrue du plutonium pour, le jour venu, être en mesure d'arrêter la production d'électricité nucléaire sans abandonner comme déchet un stock important de plutonium.

Ces différentes exigences font l'objet de nombreuses recherches et de développements technologiques. Ce rapport décrit l'état de l'art atteint en 2017.

2.2 PARTENARIATS ET COLLABORATIONS

Maître d'ouvrage depuis septembre 2010 pour les études de conception du projet Astrid, le CEA a finalisé l'APS (avant-projet sommaire) du réacteur avec un système de conversion d'énergie

(SCE) eau-vapeur. Durant la phase d'APD (avant-projet détaillé) qui couvrira la période 2016 - 2019 le CEA construira un dossier avec un SCE azote. Celui-ci éviterait ainsi tout risque de contact entre le sodium et l'eau, risque qui existe pour les quelques RNR-Na actuellement en service dans le monde.

Le CEA a constitué un large consortium pour développer les multiples connaissances nécessaires à la réalisation d'Astrid. Six cents personnes contribuent au projet. Le pilotage stratégique et le pilotage opérationnel sont assurés par le CEA en relation étroite avec EDF et Areva. En outre, Alstom, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Mitsubishi Heavy Industry (MHI), Rolls Royce, Toshiba, Bouygues, entre autres, apportent leur concours pour la conception, l'assistance et la R&D. Pour cette dernière le CEA est également pilote du récent partenariat européen ARDECo (Astrid R&D European COoperation) qui regroupe un ensemble d'universités étrangères, le CNRS et EDF-R&D. A cela s'ajoute le partenariat international de Forum Génération IV, des réseaux européens ou encore la Commission européenne.

Les derniers accords bilatéraux avec le Japon (JAEA, MHI, ..) vont au-delà des études de l'APD et font du Japon un partenaire majeur. Le Japon joue un rôle à la fois scientifique, technique et financier.

L'absence en France de réacteur de recherche à neutrons rapides depuis la fermeture de Phenix (1^{er} février 2010) pénalise fortement la recherche sur le nucléaire du futur. Des coopérations internationales spécifiques visant la qualification de composants d'Astrid sont donc établies avec la Russie, pour des irradiations dans Bor-60 et BN-600, avec l'Inde pour la physique des accidents graves, avec la Chine pour des expériences dans le réacteur CEFR (Chinese Experimental Fast Reactor), avec les Etats-Unis dans le domaine de la neutronique et des transitoires de puissance du cœur ou encore avec la Corée du Sud pour un accès à des boucles de CO₂ supercritique, qui aurait un meilleur rendement que l'azote pour la conversion d'énergie.

2.2.1 Calendrier

30

Le choix d'explorer de nouvelles options technologiques en totale rupture avec celles des RNR-Na existants ou en construction, de les consolider dans des installations encore en construction et la recherche d'un plan de financement pour le réacteur Astrid, ont imposé un nouveau calendrier pour le programme Astrid. Il est actuellement en cours de révision avec la mise en place dès 2020 d'une nouvelle entité de gouvernance qui intégrera les principaux participants.

Le calendrier est affiché avec certitude jusqu'en 2019, date de la fin de l'APD avec deux jalons :

- 1) fin 2017 : la remise d'un rapport d'étape aux tutelles (choix d'options technologiques, dossier Astrid SCE gaz, coûts, DOS Astrid gaz) ;
- 2) fin 2019 : la remise des dossiers exigibles pour décider de la poursuite du projet (dossier de définition, spécifications techniques de besoin). La poursuite du programme, incluant les modalités d'organisation et de financement, sera alors décidée.

Le CEA, EDF, Areva et les autorités de tutelle envisagent, après l'APD, une phase de consolidation du design d'Astrid de 4 ans, une phase de développement et une phase de construction. Ces phases se dérouleraient sous la responsabilité de la nouvelle gouvernance.

Ainsi la décision de construction d'Astrid, qui initierait la phase de développement d'un futur parc RNR, ne serait pas prise avant 2024. Cette chronologie suppose que l'instruction de sûreté aboutissant au décret d'autorisation de construction ait été conduite pendant la phase de consolidation. La construction d'Astrid prendrait de 8 à 10 ans après le décret d'autorisation de construction pour une divergence du réacteur vers 2040.

Les dates pour un démarrage des installations du cycle du combustible d'Astrid seront mises en cohérence avec le calendrier de construction du réacteur. La fin de l'APS pour l'Atelier de Fabrication du Combustible (AFC) est prévue pour fin 2019. L'APD de cet atelier se déroulerait pendant la phase de consolidation du design du réacteur. Actuellement, 3 options sont envisagées pour l'AFC : une implantation à La Hague ou à Marcoule (Melox), ou une construction

au Japon dans le cadre du partenariat établi pour Astrid. La qualification des assemblages se fera en Russie dans BN 600. Elle est programmée de 2016 à 2025.

2.2.2 APD 2016-2019

L'année 2016 a été consacrée à la sélection des caractéristiques attendues d'Astrid pour définir sa configuration pour l'APD. Un travail très important a permis de préciser ou d'améliorer cette configuration afin de renforcer sûreté et opérabilité. Cela concerne la manutention des assemblages, la conception et l'implantation des échangeurs sodium-azote et des deux lignes d'azote (15 MPa, 510 °C) vers la salle des machines de production électrique, la cellule chaude pour manipuler les combustibles usés, le couplage du cœur et du récupérateur du corium en cas de fusion des assemblages de combustible, les circuits pour l'évacuation de la puissance résiduelle et l'optimisation de l'architecture générale en termes de structure et en coût.

Des avancées très significatives ont notamment été obtenues concernant l'échangeur de chaleur sodium-azote et les circuits du SCE. Son intégration dans le design d'Astrid a un fort impact sur la disposition des bâtiments annexes au réacteur. Le SCE azote diminue de quelques pourcents le rendement thermodynamique par rapport à un SCE eau-vapeur. Des études en cours visent à réduire cet impact négatif. Aujourd'hui il n'apparaît pas de points bloquants dans l'intégration du SCE azote. Il reste à obtenir la qualification du SCE et de tous les composants d'Astrid en utilisant les plateformes technologiques dédiées, disponibles ou en création, que sont Diademo, Cheops, Giseh, Papyrus, Masurca, Plinius2 (Annexe XI).

Areva-NP étudie particulièrement la prise en compte de « l'accident grave » qui conduirait à une fusion du cœur. Il s'agit de la mise au point de plusieurs dispositifs dont les principaux en matière d'innovation sont celui du transfert du corium à la zone de récupération et celui du récupérateur de corium lui-même qui, en plus de sa tenue à des températures extrêmes, doit être compatible avec la présence de sodium. Le premier dispositif bénéficie du retour d'expérience russe et japonais sur des protections métalliques en lieu de protection avec des oxydes réfractaires envisagés en premier. La mise au point d'un double système d'évacuation de la puissance résiduelle, système de refroidissement du réacteur à l'arrêt et système de refroidissement par rayonnement à travers les cuves, est prise en charge par le CEA, JAEA, MHI et Areva-NP. Enfin, la tenue aux séismes d'Astrid est assurée par l'ancrage du réacteur sur une dalle indépendante. Tous ces dispositifs concourent à empêcher un rejet de radioactivité à l'environnement quelles que soient les circonstances.

Un autre domaine dans lequel Astrid est innovant réside dans l'instrumentation (cœur ou hors cœur) donnant accès à la surveillance en continu. Les progrès très importants obtenus avec Phénix ont servi de base pour développer les systèmes de mesures neutroniques, thermiques, hydrauliques, d'étanchéité et de géométrie. Ces développements sont majeurs en termes de sûreté pour la détection de fuites de fluide tertiaire dans le sodium pour un SCE eau-vapeur ou pour un SCE azote ou encore, de la fuite de sodium sur les tuyauteries ou les composants.

La Commission estime que la R&D conduite dans le cadre de l'APD, notamment sur le SCE (système conversion énergie) azote, progresse bien. Elle a pour objectif de porter la version Astrid SCE azote au même niveau que la version Astrid SCE eau-vapeur.

2.3 LE CYCLE DU COMBUSTIBLE RICHE EN PLUTONIUM

2.3.1 Introduction

La fabrication du premier cœur d'Astrid (25 t de MOX et 15 t de UOX) utilisera 5 t de plutonium issu de UOX REP. Areva a montré que les assemblages de combustibles MOX REP pouvaient être retraités en apportant des modifications au procédé Purex utilisé à La Hague. Cependant,

ces modifications ne peuvent pas être appliquées à un futur retraitement industriel de l'ensemble des MOX usés d'un parc mixte EPR, RNR. En effet, la forte teneur en plutonium et en actinides mineurs du combustible MOX usé d'Astrid ou des futurs RNR exigera non seulement la mise au point d'un nouveau procédé, mais aussi celui de nouvelles installations de fabrication du combustible et de retraitement du combustible usé. Pour aller vers un parc de RNR, il faudra donc démontrer qu'Astrid peut utiliser du plutonium issu de MOX REP, puis de MOX RNR usés. Une décision d'introduire des RNR dans le parc pourra alors être prise après validation des données fournies par Astrid. Ces développements conduiront à la mise en œuvre d'un nouveau cycle du combustible.

Les considérations qui suivent se situent dans l'hypothèse d'un parc mixte EPR et RNR qui, évoluant par paliers, aboutirait à un parc de RNR selon un scénario, qui est donné en Annexe XI, par le CEA, EDF et Areva. Deux combustibles usés riches en plutonium (MOX EPR et MOX RNR) seraient alors à retraiter (Cf. Annexe XI). Le premier est en réserve industrielle stratégique dans les piscines de La Hague. Il faudra le reprendre pour l'amener au retraitement.

2.3.2 Stock de plutonium - Entreposage des MOX REP

Dans l'hypothèse du développement progressif d'une flotte industrielle de RNR, le premier RNR après Astrid pourrait être lancé vers 2060-65. Cela nécessitera, pour disposer du plutonium nécessaire, le retraitement des assemblages de MOX REP usé qui sont actuellement en entreposage sous eau à La Hague (1724 tonnes fin 2015 contenant 103 tonnes de Pu) ; il s'agit d'un MOX REP à 6 %. Les premiers assemblages ont été mis en piscine vers 2000 et, aujourd'hui, la réserve stratégique de MOX croît de 120 t/an soit une augmentation de la réserve en plutonium d'environ 7 tonnes par an s'ajoutant aux 103 t disponibles en 2015.

En piscine, les assemblages de combustible sont maintenus vers 50 °C et la pression dans les aiguilles est de 8 MPa, conditions pour lesquelles aucune évolution n'est attendue. Toutefois, lors de leur reprise des piscines et du transport à sec vers l'atelier de retraitement, la température du MOX et la pression interne passent à environ 400 °C et 18 MPa durant un mois. Le CEA et Areva ont étudié les modifications du MOX et des gaines qui s'ensuivent et testent la tenue mécanique des assemblages.

Les études du CEA ont montré qu'il n'y a pas de difficulté technique associée à un entreposage séculaire sous eau du combustible usé MOX REP (Cf. Annexe XI).

2.3.3 Retraitement des MOX

Les assemblages de combustible MOX REP usé ne diffèrent des assemblages de combustible UOX REP usé (industriellement retraité à La Hague) que par la teneur et par la nature du plutonium notamment plus riche en ^{238}Pu , ainsi que par une teneur plus élevée en actinides mineurs. La structure des assemblages de combustible usé MOX RNR sera très différente (gaines en acier inox, tube hexagonal en inox) et le combustible usé sera encore plus riche en plutonium. L'usine de La Hague n'est pas adaptée au retraitement industriel de tels combustibles.

Le multi-recyclage des matières nucléaires d'un combustible RNR exigera de convertir le plutonium et l'uranium en oxyde mixte solide pour la fabrication d'assemblages de combustible RNR frais. Une R&D exploratoire, qui devrait prendre de l'ampleur, est développée par le CEA, EDF et Areva pour préparer le retraitement du futur. Il s'agit d'améliorer, voire de changer complètement les technologies et les procédés actuels ; cela concerne :

- une découpe et non un cisailage des assemblages MOX pour récupérer le combustible usé ;
- une fusion des morceaux de gaines décontaminés, des éléments de structure et les fines de découpe pour un conditionnement ;
- la dissolution du combustible oxyde en continu sans perte de plutonium ;
- un nouveau procédé d'extraction de Pu(IV) et U(VI) sans étape redox ;
- de nouveaux procédés de co-conversion de l'uranium et du plutonium à froid et de fabrication des pastilles d'oxydes ;

- la vitrification des PF et AM sans calcination préalable des nitrates produits lors de la dissolution de l'oxyde ;
- le pilotage en ligne des opérations avec une automatisation/robotisation.

A partir d'essais prometteurs sur tous ces points, le CEA envisage la création d'un atelier de démonstration des technologies du recyclage couplé au réacteur Astrid.

Le remplacement du procédé Purex par un nouveau procédé est un point clef du futur retraitement des MOX (Cf. Annexe XI). Dans Purex, la séparation du plutonium est réalisée par des opérations d'oxydo-réduction mettant en jeu des réactifs chimiques induisant un « risque chimique ». L'augmentation de la concentration en plutonium et corrélativement des réactifs, augmenterait ce risque. Aussi le CEA, EDF et Areva ont-ils entrepris des études, au stade du laboratoire pour l'instant, pour réaliser cette séparation. Elles visent à remplacer l'agent extractant de la phase organique du procédé Purex par un autre agent qui permet alors de jouer simplement sur l'acidité des solutions aqueuses pour effectuer les séparations. Les premiers résultats montrent que la séparation du plutonium et de l'uranium des produits de fission et des actinides mineurs est possible. Les produits de fission restent dans la solution de dissolution du combustible usé. Cette voie innovante, voire révolutionnaire demandera beaucoup d'efforts de R&D. Il faudra du temps pour aboutir à un procédé industriel. La R&D sera longue, mais indispensable pour préparer le futur cycle du combustible.

La Commission estime que le programme entrepris dès aujourd'hui par le CEA, EDF et Areva pour assurer que le cycle du combustible associé aux RNR sera industriellement prêt en temps voulu est justifié. En effet, le défi à relever pour la mise en œuvre de la totalité du programme Astrid et l'exploitation de futurs RNR, qui nécessite un accès au plutonium contenu dans les MOX REP et, plus tard, dans les MOX RNR usés, est considérable. La mise au point et la qualification d'un nouveau cycle demandera des décennies. Cela est compatible avec l'hypothèse de l'introduction de RNR dans le parc, vers 2060.

2.3.4 D'Astrid à un parc de RNR

Dans le déploiement d'un parc de RNR, les EPR et les RNR coexisteront pendant longtemps, de même que les réacteurs du parc actuel coexisteront avec des EPR. Par ailleurs, il est primordial que la France puisse continuer à retraiter du combustible usé. Autrement dit, il doit y avoir une continuité dans les parcs et il faut impérativement conserver les connaissances et les usines qui permettront de faire fonctionner un cycle fermé (Annexe XI).

La Commission attire l'attention sur la nécessité d'avoir une vision responsable et à long terme de l'évolution du parc nucléaire pour que l'ensemble des acteurs du nucléaire puisse mettre en place une R&D optimisée en soutien à ce parc.

2.4 SÉPARATION DE L'AMERICIUM ET TRANSMUTATION

2.4.1 Choix de l'américium

Les RNR permettent la transmutation des actinides mineurs avec une efficacité qui dépend de l'élément considéré. Il convient de rappeler que les produits de fission à vie longue ne sont pas transmutables. Aujourd'hui, compte tenu des contraintes techniques et de radioprotection, seule la transmutation de l'américium est considérée. Celle du neptunium pourrait être envisagée, celle du curium entraînerait la mise en œuvre de mesures de radioprotection quasi-insurmontables

(Annexe XII). L'élimination de ^{241}Am des futurs colis de déchets vitrifiés diminuerait significativement leur charge thermique, ce qui se traduirait par une diminution de l'emprise des déchets HA en stockage qui passerait de 150-170 à 20 m^2/TWhe (déduit des études pour Cigéo).

Il faut noter que ceci implique de retraiter les assemblages de MOX RNR usés au-delà de l'extraction de l'uranium et du plutonium, pour en extraire l'américium. Ce retraitement devra être rapide (5 ans) pour limiter la formation continue de ^{241}Am à partir de ^{241}Pu présent dans le MOX RNR usé.

La transmutation peut être réalisée selon deux concepts :

- hétérogène avec un combustible (UAmO_2) placé dans des couvertures chargées à 10-20 % en américium (CCAm) mises en périphérie du cœur ;
- homogène avec un combustible UPuAmO_2 avec 1 à 2 % d'américium.

Tel qu'il est conçu, le cœur d'Astrid peut accepter 3 assemblages de UAmO_2 ou 1 assemblage de UPuAmO_2 sans affecter la neutronique.

2.4.2 Obtention de l'américium

Le CEA a mis au point, au cours de la dernière décennie, une stratégie de fabrication de ces assemblages qui débute avec la mise en œuvre du procédé EXAm (pour extraction de l'américium) qui, après la séparation de l'uranium et du plutonium, permet d'isoler spécifiquement l'américium. La fabrication des CCAm, leur retraitement après irradiation, puis leur re-fabrication, passent par de nombreuses étapes :

- mise en œuvre du nouveau procédé d'extraction associant l'uranium et le plutonium,
- mise en œuvre du procédé EXAm,
- conversion de l'oxalate d'Am en AmO_2 , fabrication de pastilles de UAmO_2 pour les CCAm,
- puis, après irradiation, retraitement des CCAm irradiées et re-fabrication des CCAm puisque le rendement de transmutation de l'américium sera seulement de quelques dizaines de % par passage en réacteur.

L'expérience dite « EXAm intégrale » dans Atalante est en cours depuis 2010 pour récupérer 2 à 3 g de Am sous forme de UAmO_2 afin de réaliser 4 mini-aiguilles préfigurant des CCAm qui seront irradiées dans ATR (USA) après 2019.

La fabrication de l'oxyde UAmO_2 avec une densité élevée (> 94 % de la densité théorique) et une porosité contrôlée (15 %) est maîtrisée par le CEA.

2.4.3 Irradiation de l'américium

De nombreuses expériences ont été conduites sur l'irradiation de divers oxydes candidats à devenir du combustible de transmutation des actinides mineurs en mode homogène (combustible RNR, U, Pu, à faible teneur en AM) ou hétérogène (combustible RNR, U, AM). Par ailleurs, la communauté scientifique européenne, sous l'impulsion du SCK-CEN belge, va étudier la faisabilité de la transmutation dans un réacteur sous-critique piloté par un accélérateur (ADS), et qui utiliserait un combustible spécifique Pu, AM, à forte teneur en AM. Cette approche exigerait là aussi un retraitement du combustible irradié pour disposer des éléments isolés pour transmutation.

Toutes les expériences menées sur les combustibles chargés en américium visent à tester leur aptitude à l'irradiation (amorphisation, restructuration) et au relâchement de l'hélium pour les combustibles à forte teneur en américium. Aujourd'hui seule la transmutation de l'américium, dans le combustible CCAm (UAmO_2) à 10-20 % en Am, est envisagée en France.

La R&D sur les combustibles de transmutation est conduite dans de nombreux programmes Euratom (Fairfuels, Pelgrim, ...) et au sein des nombreuses collaborations que le CEA a nouées (ITU, DOE, ...).

L'évaluation de la faisabilité industrielle de la transmutation de l'américium imposera de modifier l'AFC et l'Atelier de retraitement (ATC) construits pour alimenter Astrid : la chaîne de manutention des combustibles et la cellule chaude seront affectées, tout comme la configuration d'Astrid.

Le CEA maîtrise à la fois la fabrication et l'examen post-irradiation des aiguilles utilisées au cours des dernières décennies pour l'étude de la transmutation des actinides mineurs. La conception d'Astrid permet d'accueillir des assemblages, mais il reste qu'aucun concept d'assemblage d'irradiation n'est qualifié. Par ailleurs, le temps requis pour aller de la fabrication des assemblages jusqu'à leur examen après irradiation est d'environ 30 ans. En outre, les études sur la séparation et la transmutation nécessitent un accès à des outils d'irradiation aujourd'hui fondé sur des partenariats rares dans le monde. La Commission recommande que ces études bénéficient d'un soutien cohérent et s'inscrivent dans une politique à long terme.

CHAPITRE 3 :

ASSAINISSEMENT ET REPRISE DES DÉCHETS

Toutes les installations nucléaires de base doivent être assainies et démantelées (A&D) après leur mise à l'arrêt. Les opérations d'A&D sont compliquées car elles impliquent souvent des technologies lourdes, nucléarisées, soumises aux contraintes réglementaires. Elles conduisent de ce fait à des investissements importants qui sont programmés sur des décennies. Elles doivent être précédées ou accompagnées d'études sur l'état radiologique des lieux et sur l'objectif à atteindre dans la déconstruction et la reprise des sols, sur l'inventaire des déchets qui seront produits, leurs caractéristiques, leur conditionnement et, si l'installation abrite des déchets en entreposage, la reprise et le conditionnement de ces déchets (RCD). Les opérations concernant la RCD appellent en amont une R&D importante car les déchets entreposés ne peuvent pas tous bénéficier des conditionnements déjà utilisés dans l'industrie nucléaire (Cf. Annexe XIII).

La R&D spécifique associée à la RCD s'inscrit dans le cadre plus général du traitement et du conditionnement (T&C) des déchets. Cette recherche est conduite et soutenue par les producteurs de déchets. Elle est développée selon trois principes : recycler si possible, réduire le volume des déchets, et réduire leur réactivité chimique. L'optimisation du T&C pour réaliser les colis primaires de déchets se fait selon les critères qui caractérisent un bon colis, critères que la Commission a évalués dans son rapport n° 10.

La fabrication d'un nouveau colis primaire est conforme à des spécifications de conditionnement du déchet ou à un référentiel de conditionnement, soumis à l'ASN, s'il n'existe pas de spécifications, ce qui est le cas pour la quasi-totalité des déchets de RCD. Si l'autorisation de production est donnée, les producteurs considèrent que le colis est éligible au stockage. La R&D est d'autant plus soutenue que les déchets présentent des propriétés qui font craindre un comportement incompatible avec les options de sûreté en entreposage et en stockage. Les colis sont donc toujours produits dans le respect d'un référentiel portant sur trois exigences : spécifications de production, contrôle et traçabilité comprenant la méthodologie et les caractéristiques à sauvegarder. Au cours de la R&D, l'Andra est consultée par les producteurs de déchets et donne toujours un avis à l'ASN sur l'adéquation des caractéristiques du colis prévu au regard de l'entreposage et du stockage. L'ASN donne *in fine* les autorisations réglementaires. En fait les échanges producteurs - Andra - ASN sont continuels et commencent dès le début de la R&D.

Les colis de déchets résultant des opérations d'A&D et de RCD qui ne peuvent pas être évacués dans un stockage de déchets de très faible activité (TFA) ou de faible ou moyenne activité à vie courte (FMAVC) sont mis en entreposage. C'est le cas des déchets faible activité à vie longue (FAVL) et des déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL), ces derniers étant en attente de l'ouverture de Cigéo. Des entreposages dédiés peuvent être construits si nécessaire.

La Commission donne dans l'Annexe XIII des détails concernant les opérations d'A&D et de RCD engagées par le CEA et Areva.

3.1 OPÉRATIONS D'A&D ET DE RCD : ÉTAT DES LIEUX

Le CEA et Areva affichent des stratégies d'A&D et de RCD les plus rapides possibles dans le cadre des contraintes rappelées en introduction et de la recherche d'une optimisation multicritères. Les contraintes budgétaires sont particulièrement fortes depuis quelques années. Les grands chantiers du CEA et d'Areva sont les ateliers des anciennes usines de retraitement UP1 (Marcoule) et UP2 400 (La Hague) et, pour Areva, c'est aussi l'installation d'enrichissement de l'uranium naturel GB1 (Pierrelatte). Les opérations de retraitement génèrent des déchets très divers, d'autant qu'à l'époque du fonctionnement de UP1 et UP2 400, les déchets MAVL n'étaient pas tous conditionnés en ligne. EDF affiche aussi une stratégie la plus rapide possible pour les réacteurs de type uranium naturel graphite gaz (UNGG) et les premiers réacteurs à eau pressurisée (REP) mais EDF a dû revoir la technique de démantèlement des réacteurs UNGG et

leur démantèlement va s'étaler sur une plus longue période que prévu. L'Andra réhabilite des sites orphelins pollués au radium.

L'ampleur du travail en cours et à venir a conduit le CEA à mettre en place une nouvelle gouvernance d'A&D et de RCD en créant une Direction du démantèlement pour les centres civils. Cette nouvelle direction doit définir les projets prioritaires et en renforcer l'exécution. Areva et EDF ont aussi réorganisé la gouvernance du démantèlement.

Les déchets de démantèlement à venir sont surtout des déchets TFA (bétons, ferrailles, gravats). Ils représenteront environ 60 % de la totalité des déchets TFA qui seront produits (exploitation et démantèlement). Les déchets FMAVC (équipements proches du cœur des réacteurs ou déchets de procédés d'assainissement) représentent 40 % de tous les déchets FMAVC qui seront produits. Enfin les déchets FAVL (empilements graphite) et MAVL (pièces métalliques à proximité des cœurs) représentent respectivement 30 % et 10 % de tous les déchets de ces catégories.

Les quantités de déchets à conditionner, voire le nombre de colis primaires produits en provenance des opérations qui ont et auront lieu sur les différents centres du CEA et d'Areva sont indiquées de façon détaillée dans l'Annexe XIII. La diversité des déchets et des conditions d'entreposage fait que tous les cas d'A&D et de RCD sont des cas particuliers, tant par les moyens à mettre en œuvre que par la durée des opérations à programmer. Leur seule caractéristique commune est l'ampleur des moyens à développer.

La Commission note que les opérations entreprises par le CEA et Areva s'inscrivent sur des durées de plusieurs décennies. La R&D pour mettre au point les équipements de reprise des déchets a été conduite pendant plus d'une décennie et les opérations de reprise proprement dites des déchets, telles que programmées, doivent se prolonger durant au moins deux décennies. La Commission note également que les opérations de reprise et conditionnement se poursuivent normalement et que de gros équipements pour la reprise des déchets vont être opérationnels.

La Commission souhaite connaître l'avancement et le nouveau programme des opérations d'EDF.

3.2 R&D POUR LE CONDITIONNEMENT DES NOUVEAUX DÉCHETS

La R&D porte sur 6 classes de déchets typiques des opérations de RCD et contenant les composés suivants : graphites, bitumes, polymères, métaux réactifs, métaux non réactifs et matériaux cimentaires. Pour les quatre premières le traitement/conditionnement vise à minimiser les risques en les rendant inertes. Les recherches sur les graphites ont été évaluées dans le rapport n° 10. Le présent rapport décrit la R&D portant sur les 3 classes suivantes (Cf. Annexe XIII). Enfin, la R&D pour les deux dernières concerne seulement la réduction de volume.

3.2.1 Déchets bitumes

Le comportement des colis de bitumes en entreposage et en stockage a été très étudié car ce ne sont pas des déchets inertes. En effet la composition des enrobés bitumineux qu'ils contiennent fait craindre des évolutions vers une situation instable pouvant conduire *in fine* à un incendie. La Commission a examiné dans ses rapports n° 9 et 10 les résultats obtenus par les producteurs et l'Andra sur la réactivité des enrobés bitumineux à une élévation de température et sur la tenue au feu de colis primaires, simulés mais chimiquement représentatifs et placés dans leur colis de stockage. Le CEA a étendu ses études à des enrobés vieilliss sous radiolyse, qui diffèrent des enrobés frais par une viscosité plus élevée et la présence de bulles d'hydrogène.

La Commission considère que l'étude menée par le CEA conjointement avec les producteurs apporte des informations importantes et crédibles s'agissant du stockage des bitumes. La tenue au feu est compatible avec des températures très élevées qui n'affectent pas l'intégrité des colis pendant au moins une heure selon la norme ISO 834.

La charge au feu dans les différents éléments de Cigéo n'étant pas encore connue avec précision, il reste, dans l'hypothèse de la prise au feu d'un colis, à étudier sa possible propagation au secteur entier.

La Commission recommande des expériences sur des enrobés simulés, à défaut d'expériences sur des échantillons de vrais déchets, permettant de vérifier 1) si les réactions exothermiques sont découplées de la présence d'hydrogène lors d'une montée en température, 2) dans quelle mesure une répartition inhomogène des sels accélérerait les réactions exothermiques sous l'effet d'une montée en température.

Une alternative au stockage des colis de bitumes serait leur incinération qui supprimerait toutes les interrogations sur la stabilité de ces colis. Le CEA, qui maîtrise cette technique, a conduit quelques essais d'incinération à l'aide d'une double torche à plasma sur l'installation Shiva de Marcoule. De ces essais, conduits pour l'essentiel entre 2003 et fin 2005, le CEA conclut qu'il est aujourd'hui très difficile d'envisager l'industrialisation d'un procédé d'incinération des colis de bitumes et de vitrification des résidus, parce que toutes les réactions impliquées sont incomplètes et très difficilement contrôlables. La difficulté essentielle, outre les coûts que le CEA juge rédhibitoires, provient de la présence des sels réfractaires porteurs de la radioactivité qui ne peuvent être totalement décomposés thermiquement qu'à très haute température.

La Commission considère qu'il convient de poursuivre l'exploration de l'incinération de ces bitumes, même si les quelques expériences réalisées n'apparaissent pas concluantes. Une incinération directe des colis impliquerait en effet une maîtrise des gaz et des particules émis et la mise au point d'un conditionnement approprié pour les résidus radioactifs non décomposés. Des traitements thermiques préalables pour éliminer les sels réfractaires pourraient permettre de lever le verrou du procédé.

3.2.2 Déchets Polymères

Dans les colis de déchets contenant des matières organiques, comme les polymères, la radiolyse produit de l'hydrogène et des espèces corrosives ou des espèces pouvant conduire à la formation de complexes avec des radionucléides contenus dans les déchets. Cela peut induire des risques, par exemple à long terme, comme celui d'accélérer la migration des radionucléides dans le Cox. A cette catégorie appartiennent les déchets MAVL dits « contaminés alpha », mélanges de déchets métalliques et de déchets organiques riches en plutonium provenant des usines de fabrication du combustible MOX. Pour éliminer ces risques, le CEA, en partenariat avec Areva et l'Andra, développe le procédé Pivic qui consiste à incinérer les déchets et à vitrifier les résidus (Cf. Annexe XIII). Le colis résultant du traitement, dit colis Pivic, contiendra un solide biphasé verre-métal, la radioactivité étant confinée dans le verre déjà utilisé pour le conditionnement des produits de fission et des actinides mineurs (colis industriel CSD-V). La R&D a commencé à Marcoule en 2011 et est programmée sur une quinzaine d'années en vue d'aboutir à une installation industrielle.

La Commission comprend qu'il n'y a pas, à ce jour, de verrou scientifique majeur qui puisse entraver le développement d'une installation d'incinération-vitrification-fusion des « déchets contaminés alpha » et que le projet est financé. Elle note la volonté du CEA, d'Areva et de l'Andra de faire aboutir le projet. La Commission en suivra les avancées scientifiques et technologiques.

3.2.3 Déchets contenant des métaux réactifs

Les déchets contenant des métaux comme le magnésium, le zirconium et leurs alliages sont réactifs. Au contact de l'eau, ils dégagent de l'hydrogène. Ces déchets proviennent essentiellement du retraitement des combustibles UNGG. La diversité de ces combustibles et l'évolution de la technologie du retraitement au cours de la période durant laquelle ils ont été produits ont conduit à des « déchets magnésiens » très divers dont le conditionnement ne peut être identique, bien que fondé sur un blocage par cimentation dans des conteneurs appropriés. La R&D porte sur la formulation d'un liant hydraulique cimentaire. Cette formulation doit aboutir à une inertie des déchets, comprise comme la minimisation de la production d'hydrogène par colis. Elle doit permettre une mise en œuvre industrielle facile (chaleur d'hydratation faible, coulabilité) tout en assurant au colis primaire, solidité (homogénéité, résistance à la compression), résistance aux rayonnements et comportement à long terme compatible avec son stockage.

Les déchets de Marcoule sont des gaines de combustible UNGG séparées du graphite qui les entouraient. Elles sont entières, broyées ou compactées et entreposées en vrac à sec. Le CEA a sélectionné un liant minéral dit « géopolymère » qui est un fluoro-silico-aluminate de sodium préparé à partir de silicate d'aluminium et d'une solution fluorée de silicate de sodium. Il a une excellente tenue mécanique, résiste à l'irradiation alpha et gamma et à la lixiviation. Les déchets magnésiens de La Hague sont mélangés à d'autres déchets contenant également des traces de métaux réactifs et du graphite. Le tri est quasiment impossible de sorte qu'Areva a finalement retenu un laitier (silicate d'aluminium, de calcium et de magnésium) gâché avec une solution de soude comme liant pour l'enrobage de ces déchets. Il limite la production d'hydrogène à un niveau qui n'altère pas les performances mécaniques du colis final.

La Commission n'a pas eu d'informations nouvelles sur le conditionnement des autres déchets comportant des matériaux métalliques réactifs : sodium, aluminium ou bien des déchets graphites.

La Commission prend note de la progression de la R&D sur le conditionnement des déchets contenant des métaux réactifs. Le CEA et Areva ont optimisé des liants qui permettent de maîtriser la production d'hydrogène. Les résultats obtenus montrent que cette production peut être considérablement réduite et contrôlée. Il faut néanmoins impérativement limiter la quantité de métaux par colis. Le CEA et Areva sont confrontés à un enjeu important compte tenu des quantités de déchets à gérer.

CHAPITRE 4 :

DÉCHETS DE FAIBLE ET TRÈS FAIBLE ACTIVITÉ

4.1 GÉNÉRALITÉS

Ces déchets présentent une grande variété typologique et des activités massiques mal définies dans les limites de quelques Bq/g à quelques centaines de Bq/g. Ils sont produits en énormes quantités de façon très délocalisée. Ils contiennent des radionucléides variés, plutôt de longue période, mais leur caractéristique commune est d'avoir des impacts radiologiques faibles, très faibles, voire inexistant, quelle que soit la situation de gestion envisagée. Pour autant leur stockage est soumis à une réglementation qui est expliquée dans l'Annexe XIV et les producteurs de ces déchets sont tenus à des obligations envers l'ASN.

Ces obligations viennent d'être réorganisées selon les dispositions d'un décret et de son arrêté d'application, pris à la suite de la publication du PNGMDR 2016-2018. Ces dispositions fixent aux producteurs de déchets et à l'Andra de très nombreuses actions à mener dans les années qui viennent. Cela les conduit à fournir à l'ASN de très nombreux rapports dans la continuité des études déjà entreprises, ou à entreprendre. La Commission cite dans l'Annexe XIV les articles structurants en rapport avec les demandes qui se rapportent aux déchets de très faible activité (TFA) et de faible activité à vie longue (FAVL).

Il existe deux grandes catégories de déchets TFA :

- ceux qui contiennent uniquement des radionucléides naturels : déchets miniers d'uranium incluant stériles et résidus de traitement, déchets radifères, déchets de conversion de l'uranium de Malvési, déchets de l'industrie non-nucléaire, déchets dits historiques (et quelques matières uranifères et thorifères si elles étaient requalifiées en déchets) ;
- ceux qui contiennent potentiellement des radionucléides artificiels principalement produits par la mise en œuvre de l'énergie nucléaire de fission : déchets technologiques de l'exploitation et du démantèlement des réacteurs nucléaires et des installations du cycle.

La Commission a déjà traité dans ses précédents rapports de quelques aspects de la gestion de tous ces déchets TFA et de la R&D associée. Elle a souligné que la gestion des déchets TFA à venir, dans le cadre de la réglementation en cours, rencontrera des difficultés en raison des quantités à prendre en compte, qui vont bien au-delà des possibilités de stockage du centre industriel de regroupement d'entreposage et de stockage (Cires). Elle a aussi souligné que le site en cours d'exploration sur la Communauté de Communes de Soulainne (CCS) semble bien adapté au stockage des déchets TFA, mais que le stockage des déchets FAVL devra faire l'objet d'une analyse de sûreté approfondie.

Dans ce chapitre la Commission examine la gestion des déchets TFA en dissociant les déchets miniers et les déchets de l'industrie non-nucléaire dont le traitement conduit à une radioactivité renforcée (Tenorm : technologically enhanced naturally occurring radioactive materials), des déchets TFA issus du nucléaire et en excluant ceux de Malvési. Elle fait aussi un point rapide sur la gestion des FAVL. En effet, elle a eu connaissance d'évolutions récentes sur la gestion de tous ces déchets. En particulier, les dernières réflexions sur la gestion des déchets TFA et FAVL vont vers une gestion globale, cohérente et proportionnée à leur dangerosité radiologique et chimique, tant pour l'homme que pour l'environnement, le stockage en surface ou en sub-surface de la majorité d'entre eux restant l'issue commune. Pour soutenir les nouveaux scénarios de gestion l'Andra a en référence le stockage des déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMAVC) au centre de stockage de l'Aube (CSA), en exploitation depuis des décennies et celui du Cires. Enfin la notion de déchets de très très faible activité (TTFA) est avancée.

La gestion des catégories de déchets examinés ici dépend souvent de plusieurs Codes et réglementations qui sont explicités dans l'Annexe XIV.

4.2 DÉCHETS MINIERS

Les quantités, les activités et les lieux où sont stockés les stériles et les résidus de traitement de l'uranium sont donnés dans l'inventaire Mimosa établi par l'IRSN. Areva a identifié les stériles qui ont été dispersés dans le passé et a procédé à des travaux de remise aux normes radiologiques lorsque l'impact radiologique était supérieur à des valeurs seuil définies avec l'ASN. Beaucoup de ces stériles sont maintenant en stockage.

L'évolution minéralogique des résidus miniers qui concentrent la radioactivité est suivie par Areva. Sous l'action de l'eau, il se forme des minéraux qui sorbent fortement l'uranium et le radium et d'autres éléments radioactifs. Areva a modélisé le système chimique biphasé qu'ils forment avec l'eau à leur contact. Les concentrations des radionucléides dans l'eau sont faibles. Les eaux d'exhaure des stockages sont décontaminées avant leur rejet dans l'environnement.

Areva recueille des données sur l'évolution minéralogique dans les stockages. Ces données sont indispensables pour modéliser leur comportement à long terme, et en particulier, pour prévoir les concentrations dans les eaux d'exhaure.

La Commission considère que le suivi physico-chimique de tous les résidus miniers et des eaux sortant des stockages doit être systématiquement poursuivi pour comprendre l'évolution du terme source et de permettre la modélisation de leur impact radiologique à long terme.

4.3 TENORM

Très peu de déchets Tenorm, qui sont alors de type TTFA, sont stockés dans 4 ISDD (Installation de Stockage de Déchets Dangereux) et ISDND (Installation de Stockage de Déchets Non Dangereux) habilitées. Cela représente environ 10 % des Tenorm sur environ 50 millions de tonnes. De faibles quantités de Tenorm iront au Cires ou seront classées déchets FAVL. L'immense majorité est en dépôt sur les lieux de leur production.

La gestion des Tenorm va être modifiée par ordonnance à la suite d'une directive Euratom de 2013 sur la protection contre les rayonnements ionisants. Un décret est au Conseil d'Etat. Les Tenorm en dessous d'une valeur d'exemption seront des déchets conventionnels qui pourront être valorisés. Au-dessus de cette valeur ils deviendront des substances radioactives d'origine naturelle (SRON) qui, selon leur activité iront dans les ISDD et ISDND pour des teneurs inférieures à 20 Bq/g ou dans les stockages pour TFA voire pour FAVL. Ces derniers ne pourront pas être valorisés.

De nombreuses industries non nucléaires devront vérifier l'activité massique de leurs déchets. L'application des dispositions du décret nécessitera la modification de toute la réglementation existante (Cf. Annexe XIV). La Commission a pris connaissance de la gestion des Tenorm en Angleterre. Ils proviennent surtout de l'industrie pétrolière. Ils sont stockés dans deux centres.

La Commission comprend que la transposition de la directive européenne conduit à une nouvelle situation à la fois pour les producteurs de Tenorm et vis-à-vis des quantités de déchets Tenorm à gérer. Elle souhaite connaître, en application des dispositions du décret, les quantités de Tenorm qui iraient dans les différents stockages et les modalités de leur orientation.

4.4 DÉCHETS HISTORIQUES

Il s'agit de déchets TFA avec une radioactivité non naturelle de quelques Bq/g ou de Tenorm qui ne sont pas sous la responsabilité de l'Andra mais sous celle des producteurs. Ils sont recensés dans l'inventaire national de 2015. Les dépôts de grands volumes (100 à 150 000 m³) du CEA sont sous surveillance environnementale depuis des décennies et les analyses des eaux des piézomètres de surveillance démontrent l'absence d'impact radiologique. Le CEA souhaite les laisser en place. Les autres, en moindre quantité, seront repris lors des opérations d'A&D. Il en est de même pour EDF.

4.5 TFA DE L'INDUSTRIE NUCLÉAIRE

L'Andra prévoit que la capacité de stockage du Cires étendue à 900 000 m³ sera atteinte en 2030 et qu'il faudra un deuxième stockage TFA malgré tous les efforts des producteurs pour réduire les volumes de déchets à stocker. Ce deuxième stockage est envisagé sur la communauté de communes de Soulaines (Cf. rapport n° 10).

La dernière prévision, lorsque l'ensemble du parc sera démantelé, évalue à plus de deux millions de m³ le volume des TFA. Pour EDF et Areva un afflux massif de TFA aura lieu après 2033 alors que pour le CEA, on attend au contraire une décroissance après 2033. Ainsi, le CEA sera le principal contributeur du Cires. Ces données (Annexe XIV) dépendent cependant des niveaux retenus pour l'assainissement des installations.

L'Andra estime que 40 à 50 % du volume des TFA correspondent en fait à des TTFA. Ils pourraient alors rejoindre des stockages *in situ* simplifiés par rapport au Cires, de type ISDD-ISDND, implantés par exemple sur de grands centres d'A&D. Les notions de TTFA et de stockage TTFA restent à définir.

La Commission constate que ce dernier point a un rapport direct avec la pratique de seuil de libération qui n'existe pas en France mais qui est en vigueur en Allemagne et au Royaume Uni (Cf. 0 Panorama international).

Dans ce contexte, la valorisation des aciers de démantèlement de GB1 d'Areva, des GV des réacteurs de EDF et d'autres aciers, par fusion décontaminante, reste d'actualité. EDF et Areva envisagent de déposer en 2018 auprès de l'ASN un dossier d'option de sûreté pour un démonstrateur incluant la gestion des déchets secondaires et projettent la réalisation du démonstrateur en 2027. La valorisation d'autres déchets TFA comme les gravats de béton est à l'étude. Même lorsqu'une valorisation est techniquement possible, la dimension économique reste une variable majeure de la prise de décision.

Une proposition claire de gestion des TFA incluant les possibilités réelles de recyclage est attendue pour 2023.

La Commission a recommandé dans son rapport n° 10 d'assurer la cohérence de la gestion des déchets de faible activité. Il reste à harmoniser les recommandations de la direction générale de la prévention des risques sur les substances radioactives d'origine naturelles avec celles de l'ASN sur les TFA. La Commission considère que la politique de gestion des déchets doit reposer uniquement sur des études caractérisant leur toxicité. Les temps d'isolement et de confinement vis-à-vis de la biosphère devront être aussi définis en tenant compte des attentes sociales. La problématique d'un seuil de libération et celle des faibles doses sont évidemment sous-jacentes à ces questions.

CHAPITRE 5 :

RECHERCHE FONDAMENTALE

Depuis la promulgation de la loi de 2006 l'Andra a engagé le projet Cigéo qui doit aboutir au stockage des déchets du parc nucléaire actuel, le CEA, quant à lui, a engagé le projet Astrid qui doit aboutir à la construction d'un démonstrateur industriel de RNR accompagné de son cycle du combustible. Comment la recherche fondamentale est-elle associée à ces deux grands projets industriels ?

La recherche fondamentale est indispensable car elle permet de démontrer la faisabilité scientifique du projet et d'établir les lois de comportement des composants. Elle se poursuit par la démonstration de la faisabilité technique, qui permet de franchir les 9 niveaux de l'échelle TRL (Technology Readiness Level). Le dernier niveau de l'échelle est atteint quand l'ensemble des composants et leur fonctionnement sont qualifiés en situation quasi industrielle. On retrouve à nouveau la recherche fondamentale pour les améliorations et les innovations ultérieures.

La recherche fondamentale pour Cigéo et Astrid et plus généralement la recherche pour la gestion des déchets et les nouveaux réacteurs nucléaires sont essentiellement conduites au CEA, au CNRS et dans les Universités, le plus souvent en collaboration avec les grands acteurs du nucléaire. Au-delà des collaborations nationales il existe d'importants programmes européens ou internationaux auxquels participent les équipes françaises.

La Commission a décrit dans ses rapports précédents les caractéristiques générales de la recherche fondamentale conduite au plan national dans le cadre de la loi de 2006. Elle en a évalué les résultats pour plusieurs thématiques et émis des recommandations. Dans la continuité de ces évaluations, la Commission a poursuivi les auditions des acteurs de la recherche concernant les matières et les déchets nucléaires. Dans ce chapitre, la Commission fait état des recherches développées dans le programme Needs. Elle se réfère aussi aux recherches de quelques acteurs nationaux. Les résultats acquis sont présentés en détail dans l'Annexe XV.

5.1 NEEDS

Needs est un programme incitatif piloté par le CNRS ; il associe les grands acteurs de la recherche et de l'industrie nucléaire. Son objectif est de mobiliser une communauté nationale de chercheurs dans des Projets Fédérateurs (PF). Les projets de recherche répondent à des appels d'offres. Certains appels sont ciblés pour favoriser des thématiques prioritaires. Ils donnent lieu à des projets structurants. Souvent plusieurs laboratoires des organismes partenaires sont impliqués dans les projets retenus.

Cette année Needs a présenté des résultats dans trois domaines :

- l'acquisition de données nucléaires manquantes pour la simulation des réacteurs de Gen IV ;
- la recherche de matrices de confinement des déchets radioactifs en vue de limiter la production d'hydrogène ;
- le comportement des milieux poreux (argileux et cimentaires) sous sollicitations thermiques, hydrauliques, mécaniques, chimiques et sous pression de gaz, milieux impliqués dans le stockage géologique.

Ce choix montre la diversité des thèmes de recherche de Needs.

Needs a trouvé une dynamique de fonctionnement pour sélectionner et développer des sujets de recherche intéressant les grandes entreprises du nucléaire français. Les projets, élaborés et mis en œuvre rapidement, apportent des bases scientifiques solides à la recherche appliquée. Ce type de collaboration se démarque des collaborations traditionnelles, bilatérales ou européennes.

Needs donne lieu à de nombreuses publications et donne de la visibilité au CNRS et aux universités dans le domaine du nucléaire.

La Commission considère que Needs est une étape de structuration d'une communauté de chercheurs pour le nucléaire. Needs apporte des données importantes et originales indispensables et sa poursuite est un élément clef des recherches relatives à la Loi de 2006. Pour que cette activité se poursuive de manière plus constructive et pérenne, il conviendrait de trouver des modalités de financement assurant des projets pluriannuels. En effet la Commission constate que le soutien de Needs est annuel, ce qui ne permet que de lancer des actions courtes.

5.2 LES ACTEURS NATIONAUX

L'Andra a lancé deux appels d'offres (2014 et 2015), en utilisant la structure de l'ANR, pour initier des solutions innovantes dans la gestion des déchets TFA, déchets qui n'avaient pas fait, jusqu'à récemment, l'objet de programme de recherche. La Commission constate qu'il existe une complémentarité entre des projets retenus par l'ANR et certains projets de Needs. L'Andra souhaite maintenir la dynamique créée par ces deux premiers appels d'offres et conforter la synergie entre les recherches soutenues par différentes sources de financement.

Le CEA a franchi une nouvelle étape dans la compréhension du comportement du verre nucléaire. Il a caractérisé les propriétés structurales du verre fortement irradié tel qu'il sera à long terme et les couches d'altération du verre par l'eau du Cox. Ces structures contrôlent les différents régimes de lixiviation du verre à l'origine de la libération des radionucléides à long terme. Le CEA a également présenté à la Commission le bilan de ses recherches dans le domaine de la migration des radionucléides ; elles visent à comprendre et à prévoir le transport des radionucléides à travers la géosphère, en appui à la démonstration de la sûreté d'un stockage géologique. Enfin, le CEA a un important programme en toxicologie nucléaire pour comprendre comment les substances radioactives, ou non radioactives mais chimio-toxiques, interagissent au niveau moléculaire avec les constituants des cellules. Une large communauté pluridisciplinaire venant du CEA et de tous les organismes français impliqués en radioprotection ou toxicologie participe à ce programme.

Le groupe de radiochimie de Subatech a lancé en 2010 un important programme de modélisation des interactions d'ions et de molécules organiques avec les argiles, les argilites du Cox et les matériaux cimentaires. Il vise l'étude théorique et expérimentale de la sorption et de la mobilité de ces entités.

Enfin le Groupe Risques Environnementaux du Pôle Radioprotection de l'IRSN conduit des recherches pour l'évaluation du risque radiologique pour l'homme et l'environnement dans toute situation d'exposition (chronique, accidentelle) et développe également un programme pour la gestion des sols contaminés. L'amélioration des connaissances des mécanismes de transferts de la radioactivité dans la biosphère sous-tend donc ces activités. Des moyens expérimentaux ont été implantés sur plusieurs sites contaminés par des accidents nucléaires ou placés sous surveillance radiologique.

La Commission rappelle que les innovations en cours de développement dans les réacteurs, le cycle du combustible et la gestion des déchets sont issues de principes fondés sur des résultats de la recherche fondamentale. Ces développements ne resteront au meilleur niveau que si la recherche se poursuit sans faille. De plus la sûreté dans le nucléaire ne peut être crédible que si elle repose sur la connaissance profonde des phénomènes pilotant l'évolution à court et long terme des matériaux et les mécanismes biologiques impliqués en radioprotection.

La Commission considère que la recherche fondamentale qui lui a été présentée sur les thèmes liés aux axes de la loi de 2006 répond aux attentes. Les données obtenues sont de qualité et soutiennent les développements déjà engagés dans le cadre de cette loi.

La Commission ne perçoit pas les orientations stratégiques de la recherche fondamentale à moyen et long terme. Elle recommande que le CNRS, les universités, le CEA et l'Andra présentent un plan national, pluriannuel et coordonné, de développement de la recherche fondamentale dans le domaine du nucléaire.

5.3 LES RESSOURCES HUMAINES DE LA RECHERCHE NATIONALE

La Commission revient dans l'Annexe XV sur les ressources humaines qui sont affectées à la recherche fondamentale. Elles sont en diminution tant au CEA que dans le monde académique. La Commission rappelle que la recherche fondamentale en amont de la R&D, qui par ailleurs voit aussi faiblir ses forces, est indispensable pour asseoir la connaissance scientifique sur laquelle est fondée la stratégie française de gestion des matières et déchets radioactifs. La diminution des moyens fait que la recherche fondamentale et la R&D sur laquelle elle s'appuie ne sont pilotées qu'à court terme. Le cas particulier de la radiochimie est très important car elle concerne au sens large tout ce qui touche à la radioactivité et à la matière radioactive et elle se trouve ainsi au cœur des disciplines qui soutiennent cette stratégie.

La Commission rappelle ses recommandations précédentes de soutenir une recherche fondamentale et une offre de formation en adéquation avec la nécessité de gérer les matières et les déchets radioactifs. Ce besoin inéluctable nécessite et nécessitera des experts de haut niveau pour exercer avec compétence les nombreux métiers indispensables pour la mener en toute sûreté.

CHAPITRE 6 : PANORAMA INTERNATIONAL

6.1 INTRODUCTION

Comme pour les rapports précédents, la première partie de ce chapitre décrit les développements récents intervenus depuis la publication du rapport n° 10.

Pour mémoire :

- le rapport n° 7 comportait un panorama international qui décrivait de façon détaillée la situation jusqu'en 2013 ;
- le rapport n° 8 s'intéressait plus particulièrement à l'organisation de la gestion, du financement et du coût prévu pour un stockage géologique ainsi qu'à l'approche internationale de la réversibilité/récupérabilité ;
- le rapport n° 9 analysait plus en détail les approches concernant les coûts d'un stockage géologique et la problématique du déclassement ou de la libération de matériaux de démantèlement ;
- le rapport n° 10 présentait les conclusions du voyage d'étude de la Commission en Pologne, République Tchèque et Hongrie.

Le présent chapitre analyse :

- l'avancement des recherches sur le stockage géologique ;
- la disponibilité des maquettes critiques, importantes pour l'étude neutronique de configurations de cœur et pour la validation de codes de calculs neutroniques ;
- quelques expériences de démantèlement d'installations nucléaires comprenant la méthodologie d'estimation des coûts ;
- et, finalement, les pratiques de libération de déchets de très faible activité en Allemagne et au Royaume Uni.

Le cadre international et la répartition des sources à neutrons rapides, qui n'ont pas subi d'évolutions majeures sont rappelés dans l'Annexe XVI.

6.2 LABORATOIRES DE RECHERCHE ET SITES DE STOCKAGE GÉOLOGIQUE

6.2.1 Développements récents

a) Finlande

En novembre 2015, le gouvernement finlandais a accordé à Posiva Oy la licence pour la construction du stockage géologique. Depuis les préparations pour la phase de construction ont bien avancé et l'autorité de sûreté, STUK, a conclu en novembre 2016 que Posiva Oy est en mesure de démarrer la construction. Suite à cette décision, Posiva Oy et Yit Construction Ltd. ont signé un contrat pour le creusement des premiers tunnels. La durée de cette phase du projet est estimée à deux ans et demi. La valeur du contrat est d'environ 20 M€ et la main d'œuvre, sous-contractants compris, représente quelques 100-125 personnes.an. YIT a commencé le creusement en décembre 2016.

Les prochains contrats liés à la construction du dépôt seront attribués au fur et à mesure de la progression du projet. Ils concerneront le creusement des puits pour le futur ascenseur pour conteneurs et le creusement de la station à - 430 m où les conteneurs seront réceptionnés. Des creusements exploratoires ainsi que des tests de scellement ont été réalisés.

b) Suède

En mars 2011, SKB, qui gère le combustible nucléaire usé et les déchets, a soumis une demande de licence pour l'autorisation de construction d'un dépôt géologique profond en roche granitique à Forsmark, situé dans la municipalité d'Östhammar. Une autre demande concernait l'usine d'encapsulation des assemblages de combustible usé, à côté de l'installation Clab d'entreposage où ils se trouvent, située dans la municipalité d'Oskarshamn.

Les demandes de licence sont examinées à la fois par l'Autorité suédoise de radioprotection, (SSM), selon la loi sur les activités nucléaires, et par le Tribunal foncier et de l'environnement (mark- och miljödomstol, MMD), conformément au code de l'environnement. De nombreuses questions ont été soulevées par les parties prenantes et soumises au tribunal ou à l'autorité de sûreté. SKB a répondu en fournissant les informations supplémentaires demandées ou en expliquant comment les problèmes pourraient être traités pendant la construction et l'exploitation des installations.

L'examen de la demande est maintenant terminé et le Tribunal a décidé qu'il était prêt à poursuivre les différentes procédures. Elles incluent 4-5 semaines de consultations publiques en septembre 2017, aussi bien à Stockholm que sur les sites prévus pour le stockage (Forsmark, Östhammar) et pour l'usine d'encapsulation (Simpevarp, Oskarshamn). Le tribunal devrait alors rendre sa décision dans les mois suivants. Dans une déclaration faite en juin 2016, SSM a estimé que SKB était en mesure de se conformer aux exigences de sûreté nucléaire qu'elle avait préconisées. En conséquence, SSM a recommandé au Tribunal d'autoriser le stockage.

SSM a fondé son évaluation sur le fait que SKB avait démontré :

- que le choix de Forsmark comme emplacement privilégié pour le stockage est bien-fondé ;
- que la solution retenue pour le stockage définitif des déchets est préférable aux alternatives ;
- qu'il a la capacité de développer et d'exploiter les installations d'encapsulation et de stockage dans le respect des exigences de sûreté.

SSM a souligné qu'elle procède par étapes dans le processus d'autorisation. Cela signifie que si le gouvernement suédois prend la décision politique d'accorder une licence, SSM examinera au fur et à mesure de la construction et de l'exploitation si les opérations envisagées par SKB satisfont les exigences de sûreté. A chaque étape, SKB devra continuer à affiner son rapport d'analyse de sûreté pour démontrer la sûreté radiologique à long terme du stockage.

Récemment, SSM a recommandé au gouvernement d'approuver le dernier programme de recherche et développement des exploitants des centrales nucléaires pour ce qui concerne la gestion des déchets radioactifs. L'industrie nucléaire du pays doit présenter un tel programme tous les trois ans.

Il est ainsi probable que les procédures non politiques du processus d'octroi de licences seront terminées vers la fin de 2017. Ensuite, suivront les décisions politiques des deux municipalités concernées (elles ont un droit de veto) et du gouvernement. La municipalité d'Östhammar, où le stockage est prévu, a décidé qu'un référendum consultatif local aura lieu le 4 mars 2018. À l'heure actuelle, une majorité claire existe en faveur d'un stockage à Östhammar. Quel que soit le résultat du référendum local, c'est le conseil municipal qui devra prendre la décision juridiquement valable concernant la réponse à donner au gouvernement.

La décision finale d'autoriser la construction du dépôt et de l'usine d'encapsulation doit être prise par le gouvernement. Même s'il est probable qu'il recevra d'ici le printemps 2018 des notifications claires et positives de l'autorité de sûreté, du Tribunal et des deux municipalités concernées, il est vraisemblable que la décision gouvernementale ne sera prise qu'après les élections de septembre 2018. Le plan de SKB prévoit de commencer la construction vers 2020 avec un début d'exploitation vers 2030.

c) Royaume Uni

En juillet 2014, le gouvernement britannique a publié un Livre blanc intitulé « Mise en œuvre du stockage géologique ». L'identification des sites potentiels pour un stockage géologique privilégiera une approche fondée sur une collaboration avec les communautés (communities) qui seraient prêtes à l'accueillir. Une telle installation de stockage pourrait être située en Angleterre, au Pays de Galles ou en Irlande du Nord.

Le Livre blanc définit trois actions principales à conduire par le gouvernement et la compagnie Radioactive Waste Management Ltd. (RWM) avant que le processus de choix de site ne commence :

- fournir des informations sur la géologie des régions d'Angleterre, du Pays de Galles et d'Irlande du Nord (programme « National Geological Screening ») ;
- préparer le travail pour définir les conditions selon lesquelles les « communautés » intéressées participeraient aux discussions et bénéficieraient des investissements ;
- élaborer des processus de planification de l'utilisation du sol pour guider les demandes futures pour la construction du stockage géologique.

Ces actions sont en cours et RWM attend le feu vert du gouvernement pour lancer la procédure.

L'Écosse a sa propre politique de gestion des déchets radioactifs. RWM travaillera avec le gouvernement écossais pour s'assurer que les déchets radioactifs en Ecosse sont gérés en toute sécurité.

d) Etats-Unis

Le Président Trump a demandé 120 millions de dollars dans le budget des USA pour l'exercice fiscal 2018 afin de redémarrer les procédures d'octroi d'autorisation pour Yucca Mountain.

Pour mémoire : Yucca Mountain au Nevada a été le site principal étudié et partiellement construit pour le stockage des combustibles usés aux États-Unis. En 2002, le "Yucca Mountain Development Act" a été approuvé par le Congrès et signé par le Président Bush. Yucca Mountain était donc devenu le site officiellement proposé pour une installation de stockage. En juin 2008, le Ministère de l'énergie (US-DOE) a soumis aux autorités compétentes (Nuclear Regulatory Commission, NRC) une demande d'autorisation pour le site, mais l'administration Obama a arrêté le projet.

L'envoi de déchets militaires transuraniens (TRU) des sites où ils sont produits vers le WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) au Nouveau-Mexique a repris en avril 2017.

Pour mémoire : le WIPP a commencé ses activités en 1999 et est le seul site aux États-Unis pour le stockage des déchets transuraniens du programme militaire. Les opérations de stockage au WIPP avaient été suspendues en février 2014 à la suite de deux incidents, non liés entre eux (Cf. rapport n° 9).

e) Canada

Actuellement, deux stockages géologiques sont prévus au Canada : l'un pour les déchets de faible et à moyenne activité (FMA), en cours d'investigation sur le site nucléaire de Bruce par Ontario Power Generation (OPG) et l'autre pour le combustible usé dans un site encore indéterminé, que la société de gestion des déchets nucléaires (NWMO-SGDN) canadienne doit identifier.

Le gouvernement canadien avait demandé à OPG d'évaluer les performances de trois sites potentiels pour le stockage des déchets FMA : un premier dans le granite, un deuxième dans une roche argileuse et enfin un dernier dans le calcaire. C'est sous le site de Bruce qu'il existe une couche de calcaire à – 680 m. Si trois sites ont été identifiés, l'impact environnemental des deux autres sites serait plus important, principalement du fait des 22 000 opérations de transport nécessaires pour y amener les déchets qui sont actuellement entreposés à Bruce. En outre, ils

entraîneraient un coût supplémentaire entre 850 et 2 500 M€. La proposition d'OPG est par conséquent de créer le stockage géologique sur le site nucléaire de Bruce.

Pour ce qui est du choix du site de stockage pour le combustible usé, NWMO-SGDN a mis en place un processus qui implique que les communautés d'une région géologiquement pertinente prennent l'initiative d'une candidature. À l'heure actuelle, 8 sites potentiels ont été identifiés dont Bruce. La décision finale n'est attendue que dans quelques années.

6.3 MAQUETTES CRITIQUES

Les maquettes critiques sont des réacteurs à puissance quasi nulle pour l'étude neutronique de configurations de cœur et pour la validation de codes de calculs neutroniques. Comme leur puissance est très faible leur combustible conserve ses caractéristiques isotopiques.

Le nombre de maquettes critiques disponibles pour la recherche est en nette diminution. A partir de 2018 et pendant au moins trois ans, seuls deux réacteurs seront disponibles pour la recherche : BFS-1 et Venus.

BFS-1, installé à Obninsk, Russie, depuis 1962, est un réacteur rapide de 200 W destiné à simuler des cœurs de réacteurs de recherche ou électrogènes, dans plusieurs configurations, avec plusieurs types de combustible et de couvertures, et plusieurs caloporteurs/modérateurs : sodium, plomb, plomb-bismuth, air et eau. Le réacteur BFS-1 peut accueillir des expériences de transmutation. C'est un outil remarquable pour la R&D.

Venus est un réacteur installé au SCK•CEN à Mol depuis 1964. Très flexible, il a été reconfiguré plusieurs fois, aussi bien pour des études de cœurs modérés par l'eau, que pour des cœurs de RNR critiques ou sous-critiques dans le cas des ADS. Dans le cadre de l'expérience européenne Guinevere, le cœur sous-critique (uranium métallique et plomb) a été couplé à un accélérateur de protons et a permis d'étudier la sous-criticité dans différentes configurations, simulant le futur réacteur Myrrha. Le combustible utilisé est celui de Masurca et l'accélérateur a été conçu et mis à disposition par le CNRS. Venus est disponible pour la recherche.

Les autres maquettes critiques sont :

Eole, mise en service en 1965 à Cadarache. Elle sera définitivement arrêtée fin 2017. Elle a permis l'étude de cœurs expérimentaux de réacteurs à eau légère, dont des cœurs avec du combustible MOX.

Masurca est une maquette de réacteur rapide de puissance inférieure à 5kW, conçue pour réaliser des expériences de surgénération. Elle a permis des études de neutronique pour les RNR, ainsi que des recherches sur la transmutation d'actinides mineurs et de produits de fission. Mise en service en 1966 à Cadarache, Masurca est en rénovation depuis 2006. Le redémarrage en soutien au projet Astrid est prévu en 2021.

Minerve, située à Cadarache, est de type réacteur piscine de 100 W, principalement utilisé pour des expériences de neutronique, pour la mise au point de cœurs de réacteurs à eau légère et pour l'enseignement. Elle a été mise en service en 1959 et sera également définitivement arrêtée fin 2017.

Zéphyr est un projet de réacteur à très faible puissance destiné au remplacement d'Eole et de Minerve. Le projet reste à confirmer.

6.4 PRINCIPALES ACTIVITÉS SUR LES ADS

Les ADS (Accelerator Driven Systems - Systèmes pilotés par accélérateur) sont proposés comme alternatives aux réacteurs critiques rapides pour la transmutation des actinides à vie longue. La recherche sur les ADS continue.

a) Allemagne

L'Institut de Technologie de Karlsruhe (KIT), l'Institut de Physique Appliquée de l'université de Frankfurt (IAP-FU) et le Helmholtz Zentrum Dresden Rossendorf (HZDR) participent au projet belge Myrrha.

b) Belarus

Le Belarus développe un programme ADS expérimental. Il a construit les assemblages sous-critiques Yalina (faible puissance et spectre thermique) et Yalina-Booster (puissance modérée avec une zone centrale à spectre rapide) utilisés depuis 2005 dans les programmes internationaux de validation de la physique du cœur des ADS.

c) Belgique

Depuis 1998, SCK•CEN, développe le projet Myrrha (Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications).

Le projet sera réalisé en trois phases :

- 1) construction d'un accélérateur linéaire de 100 MeV et 4 mA et des installations scientifiques associées pour 2024 ;
- 2) augmentation de l'énergie des protons accélérés jusqu'à 600 MeV après 2024 ;
- 3) construction de la source de spallation et du réacteur sous critique refroidi avec l'alliage liquide plomb-bismuth.

53

La CNE a visité l'installation en mars 2017.

d) Chine

L'Académie des sciences chinoise (CAS) a entrepris de construire un ADS pour la recherche en transmutation.

e) Corée du Sud

L'Institut Nutreck (Nuclear Transmutation Energy Research Center of Korea) et l'Université nationale de Séoul (SNU) développent un programme axé sur la transmutation des actinides mineurs par ADS et le retraitement du combustible de transmutation par pyrochimie.

f) Etats-Unis

Le Département de l'Energie (DOE) et des laboratoires nationaux (Oak Ridge, LANL, ANL, Jefferson Lab, Fermi Lab ...) manifestent un intérêt pour les ADS.

g) France

Pour mémoire : le CNRS et dans une moindre mesure Areva et le CEA, collaborent au projet belge Myrrha.

h) Inde

Le programme ADS, démarré en 2000, était destiné à accélérer la mise en place du cycle du thorium par la production d'uranium 233 fissile, à partir du thorium 232 non fissile. Plus récemment, le Bhabha Atomic Research Centre (BARC) a mis l'accent sur le rôle potentiel des ADS pour transmuter les actinides mineurs.

i) Italie

Plusieurs centres de recherche (ENEA, INFN, CRS4, ...), des Universités (Cirten) et des industries (Ansaldo Nucleare) participent ou ont participé aux projets européens concernant les ADS.

j) Japon

Le projet Omega, initié en 1988 concerne la séparation-transmutation des actinides mineurs afin de diminuer l'emprise d'un site de stockage. Il comporte la construction d'ADS.

6.5 LE DÉMANTÈLEMENT D'INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

Le nombre d'installations nucléaires qui arrivent en fin d'exploitation dans le monde augmente. En conséquence, le nombre d'installations en démantèlement va s'accroître. De ce fait, dans un avenir rapproché de très importants volumes de déchets de faible activité sont à prévoir.

Plusieurs aspects liés au démantèlement d'anciennes installations nucléaires restent cependant des points d'inquiétude pour une partie de la société. Est-ce que les technologies de démantèlement sont adéquates ? Est-ce que tous les déchets peuvent être gérés ? Est-ce que les coûts estimés sont réalistes ? Est-ce que la durée du démantèlement peut être estimée ? Est-ce que le recyclage des matériaux est de nature à réduire le volume des déchets ?

Plusieurs projets de démantèlement ont été terminés avec succès ou sont en cours et donnent des indications sur les réponses à donner aux questions posées. Les plus documentés sont décrits ci-après.

6.5.1 Belgique

a) Belgonucleaire, usine de combustible Mox

Suite au développement conjoint par le SCK•CEN et la S.A. Belgonucleaire du combustible MOX en 1962, ainsi qu'à son introduction dans le cœur du réacteur BR3 en 1963 et à la construction de l'usine de retraitement Eurochemic, Belgonucleaire a entrepris en 1969 la construction d'une usine MOX. Entre l'année 1973 et la fin de ses activités de production en 2006, Belgonucleaire a produit 660 tonnes de combustible MOX pour réacteurs à eau légère ainsi que pour le réacteur rapide SNR-300.

Entretemps, Belgonucleaire a développé le procédé de fabrication MIMAS destiné à rendre le combustible MOX retraitable et a travaillé au transfert de technologie vers l'usine Melox à Marcoule.

L'usine comportait toutes les installations d'une usine de fabrication de combustible, à l'exception de l'assemblage qui était réalisé dans l'usine voisine FBFC. Elle comportait les installations de production (broyeurs, mélangeurs, presses, fours, rectification/tri, crayonnage...), des installations de mesure et de contrôle qualité, le tout dans 170 boîtes à gants réparties sur un seul niveau.

Le démantèlement a débuté en 2009. Le découpage des boîtes à gants a duré jusque fin 2014, il a été suivi par le démantèlement des infrastructures en 2015 et 2016. La caractérisation

radiologique finale des bâtiments devrait être terminée à mi-2017, l'objectif final étant la libération inconditionnelle du site au stade « green field ».

La quantité de déchets, prévue dans le plan de démantèlement, était de 1019 tonnes de déchets à libérer et de 401 tonnes de déchets FAVL répartis en 182 m³ de déchets solides β - γ , solides α suspects et liquides, ainsi que de 315 m³ de déchets solides α .

La quantité produite est conforme à la prévision, sauf pour les déchets solides α pour lesquels le volume final est de 370 m³.

En 2010, le budget estimé pour le démantèlement s'élevait à 130 M€₂₀₀₈ ou 175 M€₂₀₁₇. Cette estimation a été validée en 2009 par l'Ondraf. Ce coût sera dépassé de 30 % suite à un allongement du projet causé par le traitement, initialement non prévu, de déchets sur le site et par un incident ayant contaminé un local.

b) BR3, réacteur REP

Le « Belgian Reactor 3 », BR3, était le premier réacteur à eau pressurisée en dehors des Etats-Unis et le premier réacteur électrogène en Belgique. Sa puissance était de 40 MWth et 10,5 MWe net sur le réseau. BR3 était le précurseur de Chooz A, les deux étant dérivés de la centrale de Shippingport (USA), premier REP électrogène civil au monde.

La proposition de construire un réacteur d'une puissance électrique de l'ordre de 10 MW à Bruxelles afin d'alimenter l'exposition universelle de 1958 en électricité, date de 1954. Le choix s'est porté sur un réacteur à eau pressurisée Westinghouse.

Le réacteur est entré en production en 1962 et a été définitivement arrêté en 1987. Les études de déclassement/démantèlement ont commencé en 1989. A cette date, aucun réacteur REP n'avait encore été démantelé. Afin de développer la méthodologie et la technologie optimale et d'obtenir une bonne estimation des coûts en vue du démantèlement futur des autres centrales belges ou européennes de type REP, le démantèlement du BR3 a été choisi par la Commission Européenne comme projet pilote, avec trois autres projets concernant d'autres types d'installations nucléaires. Le démantèlement du réacteur a permis d'adapter et de tester différentes technologies, par exemple pour la découpe de la cuve du réacteur sous eau. Le démantèlement était donc organisé comme projet de recherche appliqué, plutôt que comme projet industriel.

Le plan de démantèlement est une obligation légale en Belgique. Au moins trois ans avant l'arrêt définitif d'une installation nucléaire, chaque propriétaire d'une telle installation doit soumettre le plan final de démantèlement à l'Ondraf. Pour toute nouvelle installation, un plan de démantèlement initial doit être établi et soumis pour approbation. Il doit être actualisé au moins tous les cinq ans.

Le plan décrit notamment les points suivants :

- un inventaire physique et radiologique complet des composants de l'installation ;
- les modalités et l'évaluation des techniques de déclassement et de démantèlement ;
- la gestion des déchets produits ;
- la description et l'évaluation des stratégies de démantèlement ;
- l'établissement des coûts et le schéma de financement du déclassement.

Etant donné que le démantèlement du BR3 était une première mondiale, l'accent a été mis sur les méthodologies, comme la réduction de dose pour les travailleurs, la décontamination et le monitoring, plutôt que sur une estimation *a priori* du coût. Cependant, pour chaque élément de l'inventaire, jusqu'à une échelle très détaillée, une fiche a été établie avec les caractéristiques physiques et radiologiques, la quantité et la nature prévues des déchets, le temps de travail prévu, etc. Au total, environ 1600 fiches ont été établies.

Toutes ces données, ainsi que les doses de radiation, les quantités de déchets et les coûts de tous les éléments associés au démantèlement ont été introduits dans une base de données afin

de pouvoir estimer, dans le futur, de façon beaucoup plus précise les coûts économiques et les expositions radiologiques pour des installations à démanteler.

En 1989, aucune date de fin du démantèlement n'avait été définie, étant donnée la priorité sur la mise au point de méthodes et de scénarios plutôt que sur le démantèlement lui-même. La première étape a été la décontamination chimique du circuit primaire en 1989–1992. L'écran thermique, la cuve et les structures internes ont suivi ; puis le générateur de vapeur et l'ensemble des auxiliaires.

Le démantèlement est actuellement terminé à plus de 80 %. La dernière phase du déclassement est maintenant prévue pour 2023, date de mise en service d'un entreposage des déchets de catégorie A (faible activité). L'objectif final est la libération conditionnelle du site.

Au total, le démantèlement a produit à ce jour les volumes de déchets conditionnés suivants : 27,2 m³ de HAVL, 6,4 m³ de MAVL et 168,8 m³ de FAVL.

De très grandes quantités de métal contaminé (circuit primaire dont le générateur de vapeur et le pressuriseur, circuits auxiliaires, ...) ont été décontaminées, soit par sablage, soit par le procédé MEDOC[®]. Il s'agit d'un procédé développé spécifiquement en vue de décontaminer jusqu'au niveau de libération le circuit primaire non activé du réacteur. MEDOC[®] est basé sur l'emploi de Ce(IV) comme oxydant puissant, en milieu acide sulfurique, avec une régénération continue de Ce(IV) par l'ozone. L'installation permet de traiter au maximum 1 tonne de métal contaminé par jour avec un facteur de décontamination de 10⁴. Ainsi, 95 % du métal a pu être libéré, soit directement, soit après fusion, principalement chez Studsvik en Suède.

Une première estimation du coût total du démantèlement, hors gestion du combustible usé, s'élevait à 183 M€₂₀₁₅ ; il est actuellement estimé à 257 M€₂₀₁₅.

L'expérience acquise pendant le démantèlement du BR3 a permis d'évaluer l'influence sur le coût de scénarios qui correspondent à des périodes de décroissance intéressantes :

- un démantèlement qui commence immédiatement après la fermeture de la centrale ;
- un démantèlement après une période de décroissance de 30 ans.

Un démantèlement immédiat serait le plus favorable du point de vue du coût. Les variations entre scénarios dépendent de beaucoup de facteurs locaux et des coûts de la gestion des déchets. Le maintien des connaissances ainsi que la protection des travailleurs, de la population ou de l'environnement auront un rôle prépondérant dans le choix des scénarios de démantèlement ; ils favorisent en général le choix d'un démantèlement immédiat.

c) Eurochemic, usine de retraitement

En 1957, 12 états membres de l'OCDE (l'Allemagne, la France, la Belgique, l'Italie, la Suède, les Pays-Bas, la Suisse, le Danemark, l'Autriche, la Norvège, la Turquie et le Portugal), suivis par l'Espagne en 1959, ont décidé de créer une société internationale "Eurochemic", ayant pour tâche de construire une usine pilote de retraitement de combustible et de faire des recherches sur les procédés de retraitement. Le site de Mol/Dessel fut choisi à cause de la proximité du SCK•CEN.

L'usine est entrée en opération en 1966. Entre 1966 et 1974, date de la fin de l'exploitation, l'usine a retraité 182 tonnes de combustible non ou faiblement enrichi et 30,6 tonnes de combustible hautement enrichi. L'usine a cessé ses activités suite au retrait de l'Allemagne, de l'Angleterre et de la France qui préféraient une approche nationale pour le retraitement.

En 1978, la Belgique a décidé de reprendre les installations afin de garder ouverte la possibilité de poursuite des activités. Cette piste a été définitivement abandonnée en 1986 et les études pour le démantèlement ont commencé en 1987.

L'usine de retraitement était composée d'une lourde construction rectangulaire en béton de 90 mètres de long, de 27 mètres de large et de 27 mètres de haut. Le bâtiment à sept étages comptait 106 structures cellulaires contenant ensemble près de 1500 tonnes de composants métalliques sous forme d'équipements, ainsi qu'environ 12 500 m³ de béton et 55 000 m² de surfaces bétonnées contaminées.

Le démantèlement a débuté par un petit projet pilote de décontamination et démolition entre 1987 et 1990 afin :

- de démontrer que le démantèlement des installations nucléaires est faisable,
- d'acquérir des informations pratiques concernant les méthodes et les techniques de démantèlement,
- de tester ou de développer des appareils de démantèlement,
- de former du personnel à ces nouvelles techniques,
- d'évaluer les coûts-bénéfices liés aux travaux de démantèlement,
- de confirmer ou de réexaminer les résultats des études effectuées pour le démantèlement de l'infrastructure Eurochemic existante.

Le démantèlement de l'usine-même a commencé en 2000, suivi par la démolition conventionnelle à partir de 2008. Depuis 2015, le démantèlement est terminé.

Au total, 1494 tonnes de métal et 2913 tonnes de béton ont été décontaminées.

Les conduites, pièces et réservoirs en métal ont été soigneusement rincés afin de pouvoir les traiter ensuite manuellement. Pour leur décontamination, Belgoprocess (filiale industrielle de l'Ondraf) a développé une installation à projection abrasive capable d'éroder à sec quelques microns de la surface métallique.

Les structures en béton ont été grattées aux endroits contaminés, puis transformées par concassage en granulats et échantillonnées avant leur libération.

57

Jusque fin 2013, 26 771 tonnes de déchets ont été produites, 15 777 tonnes ont été directement qualifiées comme étant du matériel non contaminé ; 1963 tonnes ont été considérées comme des déchets radioactifs et 8860 tonnes des 9031 tonnes restantes ont pu être décontaminées.

Plus de 95 % des déchets radioactifs sont des FAVL destinés au stockage en surface et moins de 5 % sont des MAVL destinés au stockage géologique.

A la fin de la démolition, 92 % des déchets ont été recyclés.

Le coût était initialement estimé à 175 M€₂₀₀₀. Le montant final s'élève à 210 M€₂₀₁₄. Ce montant correspond à l'estimation initiale, compte tenu d'une inflation de l'ordre de 26 % pendant la période d'assainissement. Dans le montant, les frais des opérations de démantèlement comptent autant que ceux de la décontamination poussée en vue de la libération des déchets. Le traitement des déchets radioactifs, l'entreposage intermédiaire et le stockage représentent à peine un tiers de l'estimation initiale. On a opté pour une décontamination radicale à prix élevé, ce qui a généré nettement moins de déchets à conditionner. L'estimation initiale pour l'assainissement global d'Eurochemic mentionnait 403 hommes.an. Le résultat final s'élève à 600 hommes.an.

d) FBFC - AREVA, usine de fabrication d'assemblage de combustible

En 1958, la société Métallurgie mécanique nucléaire, MMN, créa une usine pour alimenter en assemblages de combustible les réacteurs BR2 et BR3. En 1973, l'actionnariat fut élargi et la Franco-Belge de Fabrication de Combustibles, FBFC, fut créée. L'actionnaire principal est actuellement Areva.

La production de combustible UOX pour BR2, BR3 et Chooz A et de MOX pour BR3 commença en 1961. En 2012, AREVA a officiellement informé l'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, AFCN, qu'elle avait décidé de cesser toutes ses activités sur le site de FBFC au cours des

années suivantes. La capacité de l'usine était alors de 700 tonnes/an dont 200 de combustible MOX. Le dernier assemblage est sorti de l'usine en 2015.

En tout, 920 tonnes d'équipements sont à démanteler : 655 t contaminées et 265 t non-contaminées, 35 000 m² de surfaces sont à libérer, dont 25 000 m² à décaper en surface et 10 000 m² non contaminées à contrôler.

La première autorisation de déclassement a été délivrée en 2010. La fin du démantèlement est prévue en 2020.

En plus des déchets des 655 tonnes d'équipements et de 4100 m³ de sables à décontaminer, 100 m³ de résidus de décavage, 250 m³ de pierres et de canalisations finiront comme déchets. Les quantités prévues par l'Ondraf en 2012 s'élevaient à 515 m³ de déchets solides β - γ , 15 m³ suspects α et de 1637 m³ de déchets liquides.

La décontamination des grandes quantités de sable reste un défi.

Les coûts cités par l'Ondraf sont d'environ 50 M€₂₀₁₀ si les déchets peuvent être stockés en surface et de 65 M€₂₀₁₀ si une portion importante devra être stockée en profondeur.

6.5.2 Espagne

a) José Cabrera, premier REP espagnol

Ce réacteur de 142 MWe, mis en service en 1968 est arrêté depuis avril 2006. Le démantèlement devait durer six ans (2010 – 2016) et le coût est estimé à 135 M€.

A la fin du démantèlement et de la décontamination, environ 4 % des 104 000 tonnes de déchets prévus seront considérés comme déchets radioactifs.

b) Vandellos 1, réacteur gaz-graphite

Ce réacteur de 480 MWe a été mis en service en 1972 et arrêté en 1990. En 1994, le combustible était déchargé et des déchets étaient entreposés dans les silos pour graphite. En 2003, ENRESA a terminé le démantèlement à l'exclusion du réacteur lui-même, ce qui a permis de libérer 80 % du site. Vers 2027, quand l'activité résiduelle aura diminué de 95 %, la structure du réacteur sera démantelée.

Des 300 000 tonnes de matériaux considérés comme déchets, 2 000 restent classées comme déchets FA ou MA.

Le coût du démantèlement partiel en 2003 était de 93 M€.

6.5.3 France

a) Areva Mox, ateliers à Cadarache

Areva vient de finaliser les opérations d'assainissement et de démantèlement des équipements de l'ancienne usine de fabrication de combustible MOX à Cadarache.

Deux installations nucléaires de base, les « Ateliers de Technologie du Plutonium » (ATPu) et le « Laboratoire de Purification Chimique » (LPC), ont été démantelées après 40 ans d'exploitation (1962-2003).

L'ATPu a été construit en 1959. La production de combustible MOX pour réacteurs rapides y a commencé en 1962 et en 1978 l'ATPu a fabriqué du combustible pour Phenix et Super-Phenix. La production de MOX pour REP y a démarré en 1989. La capacité de production était de 42

tonnes par an. En 40 ans d'exploitation l'ATPu a recyclé plus de 50 tonnes de Pu. L'exploitation du LPC a commencé en 1966.

Le démantèlement, commencé en 2009, s'est terminé cette année. Pendant ces 8 ans, le projet a nécessité des milliers d'intervention (de l'ordre de 6000) en tenue ventilée en zone active (zone IV) et mobilisé simultanément jusqu'à 300 salariés d'Areva et de ses partenaires. L'exposition des intervenants a été minimisée en limitant les interventions à 2 heures par opérateur. L'exposition individuelle moyenne a ainsi été inférieure à 1 mSv/an.

Au total, plus de 462 boîtes à gants, 30 cuves et 4 km de tuyauteries ont été démontés, découpés, puis conditionnés et évacués. Pour l'essentiel les déchets ont été conditionnés sous forme de 30 000 fûts compatibles avec un stockage au CSA.

Le démantèlement de l'ensemble a été réalisé pour un coût d'environ 500 M€.

En février 2017 la soixantaine de locaux assainis a été formellement transféré au CEA, exploitant du site.

b) Chooz A, premier REP français

La construction et l'exploitation du réacteur Chooz A, premier REP en France, a été un projet Franco-Belge. Le site de Chooz est situé au bord de la Meuse à 3 km de la frontière belge. La CNE a visité ce chantier de démantèlement.

Le réacteur, d'une puissance de 305 MWe, est une copie 4 à 5 fois plus puissante du réacteur de Shippingport. La conception provient d'une licence de Westinghouse, cédée en 1959 à Framatome. Le réacteur a démarré en 1967 et a été exploité jusqu'en 1991.

Le réacteur, les quatre échangeurs de chaleur, la piscine de désactivation et les circuits de secours étaient installés dans deux cavernes rocheuses à 150 m sous terre accessibles par un tunnel. L'implantation en flanc de colline offrait une protection naturelle à la centrale.

Le décret autorisant la mise à l'arrêt définitif date de 1993. EDF choisit alors le démantèlement différé comme stratégie avec une évacuation du combustible usé et des déchets d'exploitation, une vidange de toutes les tuyauteries et le démantèlement de la salle des machines avant une fermeture sous surveillance. EDF changea de stratégie en 1999 et opta alors pour le démantèlement « immédiat ». Le nouveau décret autorisant le démantèlement a été publié en 2007. Entre-temps, les parties non-radioactives ont été démantelées.

L'implantation du réacteur dans des cavernes pose des difficultés techniques car le démantèlement n'a pas été prévu à la conception. Ainsi, l'extraction des générateurs de vapeur, qui ont été stockés au Cires après décontamination, a nécessité la mise au point d'une infrastructure dédiée. La cuve très active est découpée sous eau ; l'opération est prévue jusqu'en 2019. Le démantèlement devrait s'achever vers 2022.

Le total des déchets prévus est de 40 000 m³, dont 80 % de déchets conventionnels non-radioactifs. Environ 10 300 tonnes de déchets FAVC ou TFA sont destinées au stockage en surface. En attente d'une décision sur leur stockage ultime, 30 tonnes de déchets à vie longue seront entreposées dans l'Installation de conditionnement et d'entreposage de déchets activés (ICEDA), actuellement en attente de mise en service sur le site de la centrale de Bugey.

Le coût du démantèlement serait estimé à 400 M€.

6.5.4 Suède

a) Ågesta, réacteur à eau lourde pressurisée

Le réacteur à eau lourde sous pression situé à Ågesta a été définitivement fermé en 1974. En accord avec le code de l'environnement une licence a été délivrée par le tribunal local de l'environnement en novembre 2008 pour l'assainissement et l'entretien du site jusqu'en 2020.

b) Barsebäck, réacteurs à eau bouillante

Les deux réacteurs BWR situés à Barsebäck ont respectivement été fermés en 1999 et en 2005. Les installations ont été préparées pour une période d'assainissement et d'entretien en attente d'un démantèlement.

La décontamination du circuit primaire des deux unités a été effectuée au cours de l'hiver 2007/08. Le traitement des déchets provenant de l'exploitation et de la décontamination est en cours. Les activités globales de démantèlement sont prévues à partir de 2022.

c) Studsvik, réacteurs de recherche

Deux réacteurs de recherche sur les matériaux, situés à Studsvik ont été fermés définitivement en 2005. Les préparations pour le démantèlement des réacteurs sont en cours. La décontamination de deux boucles d'expériences a été effectuée au début de 2008. Le démantèlement des réacteurs, dont la première phase est effectuée par Areva, doit être achevée d'ici 2020. Les déchets radioactifs seront traités et entreposés sur le site en attente de stockage.

6.5.5 Méthodes d'estimation de coût

60

Deux approches sont utilisées pour estimer le coût de démantèlement : bottom-up et top-down. L'estimation choisie sera un compromis entre d'une part le désir de ne pas surestimer les coûts futurs, afin de ne pas immobiliser inutilement du capital, et d'autre part la protection des générations futures contre une sous-estimation de ces mêmes coûts.

a) Estimation "bottom-up"

Cette méthode évalue les coûts en additionnant tous les frais actuels et anticipés du matériel utilisé, de la gestion des déchets, du temps de travail total, ainsi que de tout autre frais divers lié à l'activité. Tous les coûts sont répartis dans le temps, d'où la nécessité d'établir un chronogramme avec des échéances. L'étape suivante consiste à réactualiser les coûts prévus pour chaque année à une date fixe. Le total général correspond ainsi au coût total du projet au prix actuel (valeur actuelle nette à la date fixe choisie).

L'avantage de cette méthode, si elle est effectuée avec précision et si le démantèlement est prévu pour un futur proche, est que l'on peut espérer une faible divergence entre les coûts estimés et les coûts réels à condition que l'inventaire physique et l'inventaire radiologique soient bien connus. Cette méthode convient donc particulièrement bien lorsque l'activité de déclassement/démantèlement est attendue dans les prochaines années.

Cette méthode convient bien pour les activités récurrentes car il est facile de se baser sur le retour d'expérience des réalisations précédentes. Elle peut conduire à des erreurs de 15 à 20 %.

Dans le cas du démantèlement d'une ancienne installation nucléaire, les premières estimations sont souvent difficiles et approximatives (manque de connaissances, difficulté d'évaluer toutes les tâches nécessaires, estimation de la durée variable des opérations, degré de contamination difficile à évaluer). Cette méthode est donc *a priori* moins adaptée dans le cas du démantèlement d'une centrale d'un type non encore démantelé, car la probabilité est grande que les coûts soient régulièrement recalculés au fur et à mesure que de nouvelles informations deviendront disponibles et que la contamination radiologique pourra être mieux estimée. L'expérience, décrite plus haut, montre cependant qu'elle donne des résultats adéquats.

b) Estimation top-down

Le point de départ pour établir le budget requis est l'estimation selon des règles administratives du coût final, ventilé entre les activités, les types de coûts et leur répartition dans le temps.

Cette méthode peut être indiquée lorsque le projet de démantèlement/déclassement est éloigné. Dans ce cas le degré de précision est plus faible, mais reste néanmoins acceptable (marge d'erreur 20 à 40 %).

La faiblesse de cette approche est qu'elle sous-estime les coûts futurs par manque de connaissance de toutes les activités futures requises. L'avantage est qu'elle permet de fixer des objectifs financiers à atteindre au fil du temps. Ce calcul financier peut être alors progressivement réactualisé et affiné.

c) Postes à prendre en considération pour la détermination des coûts de démantèlement

Les techniques d'estimation des coûts varient selon les pays suivant les réglementations nationales très diverses. De nombreuses différences existent selon les activités considérées, les calendriers de planification du démantèlement ainsi que de l'état final pour le site. Ces différences rendent les comparaisons entre pays difficiles.

Dans un but d'efficacité, la Commission Européenne, l'Agence de l'Energie Atomique (AEN) de l'OCDE et l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) ont proposé d'utiliser une structure normalisée des coûts, appelée l'International Structure for Decommissioning Costing (ISDC). L'ISDC répertorie tous les coûts entrant dans le processus de démantèlement, il s'agit donc d'une méthode du type bottom-up.

L'ISDC adopte une structure en trois niveaux, le niveau d'activité principal, soit le niveau 1, se divise en plusieurs activités de niveau 2, niveau d'activités plus spécifiques, qui eux-mêmes se diviseront en plusieurs activités de niveau 3, activités encore plus détaillées. Chaque niveau comprend 4 catégories de coûts : les coûts de personnel, les coûts du capital, des équipements et des matériaux, le coût des charges ainsi que les coûts liés aux frais imprévus.

L'ISDC a identifié 11 activités principales, donc de niveau 1, nécessaires à l'estimation des coûts d'un démantèlement d'une installation nucléaires : la recherche et développement, les activités préalables au démantèlement, les activités liées à l'arrêt de l'installation, les activités complémentaires pour une mise soit sous enceinte soit sous couverture, le démontage de la zone contrôlée, le traitement dans la zone contrôlée, le traitement, l'entreposage et stockage des déchets, l'infrastructure et exploitation du site, le démontage et la démolition conventionnelle, puis la réhabilitation du site, la gestion de projet, ingénierie et assistance, la gestion des combustibles et matières nucléaires et un dernier point « divers », comprenant les activités non envisagées ci-dessus.

Cette structure d'évaluation des coûts permet de regrouper les éléments afin de suivre plus facilement les opérations de démantèlement selon les différentes étapes du processus, elle fournit une structure générale d'estimation des coûts applicable à tous les types d'installations nucléaires et applique la dernière classification de l'AIEA en matière de déchets radioactifs.

6.5.6 Quelques réflexions concernant les expériences de démantèlement

Les exemples de plusieurs installations de type et de taille représentatifs (réacteurs, usines de combustible, usine de retraitement, ...) montrent que les technologies sont disponibles pour effectuer un démantèlement en respectant toutes les normes de sécurité classique et sûreté nucléaire.

Les méthodologies pour estimer, avant démantèlement, les quantités de déchets, les durées et les coûts ont conduit, pour les projets dont les données sont connues publiquement, à des résultats avec une marge de 25 ou 30 %, ce qui montre un degré de fiabilité au moins aussi grand que celui d'autres chantiers industriels importants. Le coût du démantèlement est généralement estimé être de l'ordre de 10 % du coût de la construction neuve pour une industrie peu polluante et de 20 % pour une industrie très polluante. Pour l'industrie nucléaire, le chiffre de 15 % est souvent pris comme estimation brute.

Le maintien des connaissances, du retour d'expérience et des collaborations internationales, ainsi que la protection des travailleurs, de la population et de l'environnement ont un rôle prépondérant dans le choix des scénarios de démantèlement. Ils favorisent en général le choix d'un démantèlement dès que possible.

6.6 EXPÉRIENCES INTERNATIONALES SUR LA LIBÉRATION DES DÉCHETS

6.6.1 Situation générale

Dans différents pays, la classification des déchets radioactifs est fonction des filières de gestion disponibles, en particulier pour les déchets de faible et de très faible activité.

62 Partout en Europe, à l'exception de l'Irlande et du Portugal, des règles définissent les conditions de libération de matériaux très faiblement radioactifs ou des procédures d'exemption. La libération permet de soustraire des matières radioactives ou des objets radioactifs de tout contrôle réglementaire de radioprotection de la part des producteurs et de l'organisme de régulation. L'exemption quant à elle est conditionnelle et est décidée au cas par cas mais ne change pas le statut de la matière.

La libération était déjà pratiquée dans de nombreux pays disposant d'un important programme nucléaire avant la mise en place de réglementations internationales. Ces pays ont tendance à ne pas appliquer directement les seuils internationaux, mais à utiliser leurs propres seuils.

Une harmonisation pourrait être utile pour les mouvements transfrontaliers de matériaux libérés.

6.6.2 Le cas de l'Allemagne

Dans les années 60, l'Allemagne a décidé de stocker tous ses déchets radioactifs en grande profondeur. D'anciennes mines étaient disponibles et leur utilisation ne semblait pas trop difficile ou onéreuse. En pratique cependant la situation s'est révélée plus délicate. L'ancienne mine de sel d'Asse a été fermée en 1978 et la sûreté à long terme y est critique à cause d'infiltrations de saumure. La mine de sel de Morsleben a été rouverte en 1994 mais a dû être refermée en 1998 pour des raisons légales. L'ancienne mine de fer de Konrad n'ouvrira normalement qu'en 2022 pour le stockage des déchets FA et MA.

Le coût prévisionnel d'un stockage futur est élevé et la création d'une filière TFA n'est pas à l'ordre du jour en Allemagne. En même temps, le pays est bien conscient que l'espace disponible dans une installation de stockage est une ressource rare. L'Allemagne a donc introduit des réglementations de libération, basées sur une dose « triviale » de 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$, afin de réduire au maximum les quantités de déchets TFA. Une réglementation très stricte et des techniques de décontamination poussées ont permis, pour les derniers projets de démantèlement, de libérer

environ 97 % des matériaux. Les 3 % restants sont actuellement entreposés en attente d'un stockage futur.

La réglementation exige un plan de libération de la part de l'exploitant. Le plan explicite, pour chaque catégorie de matériaux, les étapes à parcourir pour se conformer aux règlements. Ce plan est ensuite soumis aux autorités pour approbation. En cas d'autorisation, l'exploitant peut procéder à sa réalisation moyennant un rapport détaillé sur chaque étape. Le rapport est soumis aux autorités qui peuvent ensuite autoriser la libération.

La mise en œuvre opérationnelle de la libération se heurte parfois à des difficultés d'acceptation, aussi bien de la part du public que d'entreprises qui pourraient récupérer des matières ou déchets libérés. Cela pourrait devenir un réel problème pour le démantèlement des installations nucléaires allemandes.

6.6.3 Le cas du Royaume Uni

En 2007, le gouvernement du Royaume-Uni a publié un document intitulé "Politique pour la gestion à long terme des déchets radioactifs solides de faible et basse activité"¹. Le document définit une stratégie, confirmée en 2016, selon trois axes : une hiérarchie de bonnes pratiques de gestion des déchets est introduite, les capacités de stockage sont utilisées au mieux et des solutions de gestion mieux adaptées sont recherchées. La National Decommissioning Agency (NDA) est responsable de la mise en œuvre de cette stratégie.

La stratégie a pour but d'amener les producteurs à un changement de culture dans la façon dont ils gèrent les déchets afin d'en diminuer les volumes et le coût, tout en respectant la sûreté. La diversification des voies de gestion a amené une diminution de 85 % des volumes de déchets FA à stocker au centre de stockage de Drigg par une augmentation de la décontamination, par l'incinération, la libération et par le stockage des TFA sur un site spécifique. On estime que cette stratégie a déjà permis d'épargner 160 M€ aux contribuables.

Des options de gestion sont à l'étude comme la construction de centres de stockage sur les sites en démantèlement.

Une grande importance est donnée à l'implication des parties prenantes locales, régionales et nationales.

6.6.4 Quelques réflexions concernant les politiques de libération

Parmi les pays qui autorisent la libération de matières dont la radioactivité résiduelle est tellement faible qu'elle ne peut avoir d'impact sur la santé ou l'environnement, certains sont motivés principalement par des arguments d'ordre financier, comme le coût estimé du stockage, et d'autres par l'aspect éthique, comme le besoin de recyclage dans un contexte de développement durable. Pour tous, la réduction du volume de déchets est un facteur essentiel étant donné que le volume disponible dans un stockage est une ressource rare.

L'expérience des pays qui ont un seuil de libération montre qu'une réglementation, associée à des procédures et à des contrôles stricts, permet d'assurer la protection des populations.

¹ Policy for the Long Term Management of Solid Low Level Radioactive Waste in the United Kingdom

Les matières ainsi libérées peuvent être réutilisées sans restriction y compris dans des biens de consommation courante. Une harmonisation européenne et internationale des approches sur les modalités de libération des TFA paraît donc souhaitable. La Commission renouvelle sa recommandation d'une réflexion approfondie de la France sur cette thématique.

ANNEXE I :

ACTIVITE DE LA COMMISSION

La Commission a été renouvelée par décret le 28 octobre 2016, elle accueille 4 nouveaux membres, M. Jose-Luis MARTINEZ, Mme Anna CRETI, M. Vincent LAGNEAU et Mme Mickaele LE RAVALEC. MM. Maurice LEROY et Gilles PIJAUDIER-CABOT ont été renommés. Sur invitation du président, M. Emmanuel LEDOUX a accepté d'être expert invité de la Commission (Cf. Composition de la Commission nationale d'Évaluation).

Depuis la publication de son précédent rapport en mai 2016, la Commission a présenté son rapport n°10 à l'OPECST et aux départements ministériels concernés. Une délégation de la Commission s'est rendue à Joinville le 17 octobre 2017 pour y présenter son rapport aux membres du Clis du laboratoire de Bure (Cf. Annexe II).

La Commission a suivi la même méthode de travail que les années précédentes. Elle a procédé à 9 auditions d'un jour et 2 auditions d'une demi-journée (Cf. Annexe III) et 5 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 94 personnes de l'Andra et du CEA, mais également des institutions universitaires et organismes industriels, français et étrangers (Cf. Annexe IV). Ces auditions 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 deux demi-journées à la visite du Centre de Meuse/Haute-Marne et du Centre de stockage de l'Aube ainsi que deux journées à la visite du site de Marcoule du CEA et du site de Pierrelatte – Tricastin, visite d'Eurodif et de Georges Besse II d'Areva (Cf. Annexe II).

Pour préparer ce rapport, la Commission a tenu un pré-séminaire de 2 jours, à l'occasion de sa visite du laboratoire souterrain de Mol avec le SCK•CEN et visite d'Euridice et des laboratoires en surface, visite des expériences en soutien de MYRRHA, de Guinevere/TCH à Mol - Belgique. 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 dans les annexes II et III du présent rapport. La liste des documents qu'elle a reçus des organismes auditionnés est donnée en Annexe V.

ANNEXE II : PRÉSENTATIONS ET VISITES DE LA COMMISSION

Auditions de la Commission

- 25 mai 2016 : Présentation du rapport n°10 à l'OPECST
- 4 octobre 2016 : Audition de la CNE2 par l'OPECST dans le cadre de l'évaluation du PNGMDR
- 17 octobre 2016 : Présentation du rapport n°10 au Clis

Visites de la Commission

- 18 octobre 2016 – matin : Andra – Visite du Centre de Meuse – Haute Marne (CMHM)
- 19 octobre 2016 – matin : Andra – Visite du Centre de stockage de l'Aube (CSA)
- 15 février 2017 : CEA – Visite du site de Marcoule sur le thème de la reprise et conditionnement des déchets anciens
- 16 février 2017 : Areva – Visite du site de Pierrelatte – Tricastin – Visite d'Eurodif - Visite GBII sud
- 28 mars 2017 : SCK•CEN – Visite du laboratoire souterrain de Mol, expérience Praclay et laboratoires en surface (argiles, bitumes...)
- 29 mars 2017 : Cadrage international et visites des expériences en soutien à MYRRHA (boucles, Guinevere...)

ANNEXE III : AUDITIONS REALISEES PAR LA COMMISSION

AUDITIONS PUBLIQUES

05 octobre 2016 :	Andra – Les grands défis du stockage
06 octobre 2016 - matin :	CEA – Etat des lieux du nucléaire civil
16 novembre 2016 :	CEA – Cycle du combustible : aujourd'hui et demain
17 novembre 2016 :	Andra – Les recherches en cours pour la DAC de Cigéo
07 décembre 2016 :	Andra/Areva/CEA/EDF – Les recherches en cours sur le conditionnement/traitement des déchets FAVL et MAVL
08 décembre 2016 :	CEA – Les activités de RCD et les déchets historiques des sites
12 janvier 2017 :	CEA/CNRS/Andra/IRSN - La recherche fondamentale
22 février 2017 :	Andra/producteurs – Les TFA – Le démantèlement et la valorisation des déchets de démantèlement
23 février 2017 :	CEA – Déchets et matière pour la génération IV
15 mars 2017 – matin :	Andra – Les Tenorm, les résidus et stériles miniers et les déchets historiques – Etat des lieux sur leur gestion
16 mars 2017 :	CEA – Astrid

69

AUDITIONS RESTREINTES

21 septembre 2016 – matin :	Andra – Points d'actualités – Projet Cigéo
21 septembre 2016 – après-midi :	Areva – Actualités/Contexte, vision et stratégie
22 septembre 2016 – matin :	CEA – Audition de l'Administrateur Général du CEA - Recherches menées à la DEN, gestion des déchets et matière dans le parc français et le programme A&D des installations du CEA
22 septembre 2016 – après-midi :	EDF – Cigéo - GEN-IV
11 janvier 2017 :	Andra/Producteurs - Coût et financement de Cigéo

ANNEXE IV :
Liste des personnes auditionnées par la Commission

ANDRA

ABADIE Pierre-Marie
ARMAND Gilles
BOSGIRAUD Jean-Michel
CAMPS Guillaume
DE MEREDIEU Jean
DOUHARD Séverine
DUTZER Michel
ESPIET-SUBERT Florence
GALY Catherine
GOURRAM Hakim
HOORELBEKE Jean-Michel
LANDAIS Patrick
LANES Eric
LAUNEAU Frédéric
LECLAIRE Arnaud
LIEBARD Florence
MUNIER Isabelle
PASTEAU Antoine
PEPIN Guillaume
PETIT Laurence
RENAULD Valérie
ROBINET Jean-Charles
ROUX-NEDELEC Pascale
SEYEDI Darius
SCHUMACHER Stephan
TALLEC Michèle
THABET Soraya
TORRES Patrice
VITEL Manon
WENDLING Jacques

AREVA

DESCOSTES Mickael
FORBES Pierre-Lionel
FOURCY Etienne
LAMOUREUX Christine
LEBRUN Marc
LOY Christophe
LUQUET DE SAINT GERMAIN Victoire
MOREL Bertrand
ROMARY Jean-Michel
STEPHAN Lavinia

CEA

ADNET Jean-Marc
ADVOCAT Thierry
ANGELI Frédéric
BOULLIS Bernard
CACHON Lionel
CANAS Daniel

CAPPELAERE Chantal
CHARLES Jean-Louis
CHAUVIN Nathalie
DELACROIX Daniel
DEVICTOR Nicolas
DUMAZ Patrick
ESCHBACH Romain
FILLION Eric
FIRON Muriel
GABRIEL Sophie
GAUCHE François
GARNIER Jean-Claude
HOURCADE Edouard
JOURDA Paul
MAGNIN Magalie
MIRGUIRDITCHIAN Manuel
PIKETTY Laurence
PIVET Sylvestre
PLANCQ David
POINSSOT Christophe
SABATIER Laure
SAVOYE Sébastien
TOURON Emmanuel
VARAINE Frédéric
VERWAERDE Daniel

CETU

DEFFAYET Michel

CNRS - IN2P3

DAVID Sylvain
PAGEL Maurice

DGEC

LOUIS Aurélien

DGPR

MICHEL-DIT-LABOELLE Nicolas

DMT

FEINAHLS Joerg

ECOLE DES MINES DE NANTES

KALINICHEV Andrey

EDF

BANCELIN Estelle
COÏC Philippe
DUMORTIER François
DUVIVIER Remi
FERNANDES Roméo
GIRAUD Olivier
ISNARD Luc
LAMARRE Olivier
LAUGIER Frédéric
MAURAU Sylvaine
MESSER Nathalie
VAN DER WERF Jérôme

IPHC STRASBOURG

BARILLON Remi
KERVENO Maëlle

INSTN

DANNUS Pascal

NDA

LOUDON David

NUVIA

SMITH Ron

ANNEXE V :

LISTE DES DOCUMENTS TRANSMIS À LA COMMISSION EN 2016-2017

Andra

- Tableau de bord des connaissances sur les colis MAVL et HA prévus dans Cigéo – Synthèse à fin mars 2016.
- Rapport annuel d'avancement des travaux réalisés dans le laboratoire de recherche souterrain en 2015 – 20 avril 2016.
- Rapport d'activité 2015.
- Journal de l'Andra – été 2016 – Edition nationale – juillet 2016.
- Avis délibéré de l'Autorité environnementale du Conseil Général de l'environnement et du Développement durable sur le cadrage du plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) publié le 22 juillet 2015.
- Avis délibéré de l'Autorité environnementale du Conseil Général de l'environnement et du Développement durable sur le cadrage du plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) publié le 20 juillet 2015.
- Rapport d'activité R&D 2015 – septembre 2016.
- Livre blanc IV de l'ANCCLI – Cigéo : Les enjeux de la réversibilité et de la récupérabilité - janvier 2017.
- Note Andra - Pourquoi faut-il construire Cigéo, le centre de stockage profond pour les déchets les plus radioactifs ?

CEA

- Divers Clefs CEA – Innovation technologique - 2016.
- Divers Défis CEA – 2016-2017.

ANNEXE VI :

ANALYSE DES DOCUMENTS CIGEO 2016

Pour préparer le dépôt de la DAC l'Andra a élaboré les documents référencés qui comportent un dossier d'options de sûreté (DOS) séparé en deux volets, l'un pour Cigéo en exploitation et l'autre pour Cigéo après fermeture. Ces documents sont accompagnés d'un dossier d'options techniques de récupérabilité (DORec) et d'une proposition de plan directeur pour l'exploitation (PDE). En novembre 2016, la Commission a produit une analyse de ces documents qui est disponible sur son site web (www.cne2.fr)². Seules les principales conclusions sont mentionnées ci-après.

La loi de 2006 prévoit que la Commission donne un avis sur la demande d'autorisation de création (DAC) de Cigéo. En conséquence, la Commission a analysé les documents Cigéo 2016 dans l'optique de préparer cet avis. Elle a pris en compte la R&D conduite depuis plus de 20 ans et les règles fixées par la loi du 28 juin 2006 ainsi que la loi du 25 juillet 2016 qui définit la réversibilité d'un stockage de déchets nucléaires de haute activité. Pour la Commission, Cigéo doit être conçu comme un stockage réversible, robuste, destiné à être fermé *in fine* pour assurer une sûreté passive à long terme ; sa fermeture est progressive, tout en garantissant la récupérabilité. Les déchets étant ultimes, la récupération d'un ou plusieurs colis n'est envisagée aujourd'hui qu'en cas de dysfonctionnement de Cigéo.

La réversibilité étant une capacité de décision évolutive, la Commission n'estime pas souhaitable de laisser ouverts les alvéoles remplis. Elle recommande la mise en place, au cours de la phase d'exploitation de Cigéo, d'une structure d'isolement étanche permettant à chaque alvéole, ainsi isolé, d'évoluer en mode passif vis-à-vis du milieu géologique ; ces alvéoles feraient l'objet d'un programme de suivi continu. Les revues de réversibilité seront notamment l'occasion de prendre la décision d'isoler ou non des alvéoles. Le Plan directeur d'exploitation (PDE) devra donc analyser de façon approfondie les modalités de cette stratégie d'isolement. L'Andra devra démontrer que les ouvrages d'isolement étanche des alvéoles remplissent toutes les fonctions de protection en situations incidentelles ou accidentelles, notamment en cas d'incendie. Certes, chaque étape de la fermeture progressive de Cigéo complexifie la récupération d'un colis de déchets mais elle accroît la sûreté passive.

La Commission souhaite que la version suivante du PDE, destinée à devenir un document public, soit plus didactique, définisse clairement les objectifs et les lignes directrices du projet et prenne en compte les aléas susceptibles d'impacter son déroulement.

Cigéo est une installation complexe du fait de son étendue, de sa double localisation en surface et au fond, de la durée plus que séculaire de son exploitation et de la coactivité entre travaux de construction et exploitation. La Commission recommande la réalisation d'une maquette numérique de Cigéo tridimensionnelle et interactive permettant de former les opérateurs et de finaliser les procédures à mettre en œuvre. En exploitation, la traçabilité des colis devra être assurée sur le long terme et la documentation immédiatement accessible aux opérateurs. La phase industrielle pilote est destinée à démontrer l'entière maîtrise de la gestion industrielle du stockage. Elle doit durer le temps nécessaire pour valider les options techniques et permettre d'atteindre un fonctionnement en régime nominal.

La maîtrise de l'interface entre la zone travaux et la zone exploitation sera essentielle. Le dossier de sûreté devra expliciter les mesures prises pour garantir simultanément la sécurité des personnels dans ces deux zones et analyser les situations accidentelles. Il devra aussi aborder l'intégration du processus de maintenance de Cigéo, son impact sur le planning d'exploitation et surtout sur la sûreté en cas de défaillance ou d'arrêt pour maintenance programmée.

² <https://www.cne2.fr/telechargements/avis/Analyse-DOS-DOREC-PDE-Vfinal.pdf>

La Commission souhaite que l'Andra présente un schéma de fonctionnement phénoménologique des alvéoles HA et MAVL ainsi que du champ proche au cours du temps. Ce schéma décrira l'ensemble des mécanismes physiques jouant un rôle dans l'évaluation de sûreté. La démonstration de sûreté repose essentiellement sur la modélisation du relâchement et de la migration des espèces chimiques radioactives à travers les composants du stockage et le milieu géologique. La Commission recommande d'explicitier l'imbrication des divers modèles utilisés pour représenter les phénomènes à différentes échelles ; elle demande qu'une étude de sensibilité soit présentée pour évaluer l'effet de la variabilité des paramètres des matériaux sur les résultats des simulations. Elle considère que le choix des paramètres associés aux milieux altérés doit être mieux étayé. Elle souligne qu'il reste à mieux comprendre certains phénomènes (surpression dans le Cox, effets THM, cicatrisation de la zone endommagée, transitoire gaz, etc.) et à quantifier de manière enveloppe le comportement mécanique à long terme de la roche. Elle recommande de porter attention aux phases transitoires qui impliquent l'eau et les gaz dans des mécanismes thermo-hydro-mécaniques et chimiques complexes, susceptibles de jouer un rôle sur les propriétés des composants du stockage après fermeture. Elle demande que les modalités de fermeture du stockage soient clarifiées.

Dans la perspective du dépôt de la DAC en 2018, la Commission estime que l'Andra doit concentrer toutes ses forces sur les études préparatoires au stockage des déchets ultimes tels qu'ils sont actuellement définis. L'Andra devra apporter la preuve de la robustesse de la solution qu'elle proposera dans la DAC.

ANNEXE VII :

INVENTAIRES DE RÉFÉRENCE ET DE RÉSERVE DE CIGÉO

L'inventaire des déchets faisant l'objet d'un stockage réversible en couche géologique profonde a été précisé dans le cadre du décret publié le 23 février 2017 établissant les prescriptions du PNGMDR. Il comporte un inventaire de référence et un inventaire de réserve. :

« Art. D. 542-90. – L'inventaire à retenir par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs pour les études et recherches conduites en vue de concevoir le centre de stockage prévu à l'article L. 542-10-1 comprend un inventaire de référence et un inventaire de réserve.

L'inventaire de réserve prend en compte les incertitudes liées notamment à la mise en place de nouvelles filières de gestion de déchets ou à des évolutions de politique énergétique.

Le centre de stockage est conçu pour accueillir les déchets de l'inventaire de référence.

Il est également conçu par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, en lien avec les propriétaires des substances de l'inventaire de réserve, pour être en mesure d'accueillir les substances qui figurent à cet inventaire, sous réserve le cas échéant d'évolutions dans sa conception pouvant être mises en œuvre en cours d'exploitation à un coût économiquement acceptable »

Cigéo sera construit (et financé) pour accueillir l'inventaire de référence des déchets qui est décrit dans la dernière version E du PIGD. Cet inventaire est basé sur le retraitement de tous les combustibles usés. L'inventaire tient compte des incertitudes (dues aux déchets qui seront produits dans l'exécution des projets de reprise et conditionnement des déchets).

Le PNGMDR 2016-2018 consacre une importante partie prospective à la question des déchets figurant dans l'inventaire de réserve. Celui-ci comporte tout d'abord les déchets FAVL qui seraient impossibles à stocker autrement qu'en profondeur actuellement (colis bitumes 39 000 m³, chemise graphite 10 000 m³, graphites de la Hague 7 000 m³) et ceux qui pourraient résulter de changements dans la production d'énergie nucléaire (nouvelles installations EPR) ou de stratégie : combustibles usés MOX, autres combustibles usés requalifiés en déchets en cas d'arrêt du retraitement. L'Andra devait remettre au Ministre chargé de l'énergie avant le 31 mars 2017 une proposition de types et de quantités de déchets à inclure dans l'inventaire de réserve de Cigéo.³ Par ailleurs, le PNGMDR précise aussi que l'Andra doit mener des travaux sur la faisabilité du stockage des matières nucléaires stratégiques au titre de l'inventaire de réserve.

Enfin, et bien que Cigéo ne soit pas la filière envisagée pour l'uranium appauvri (Uapp) et l'uranium de retraitement (Uret) qui résulteraient du déclassement de matières nucléaires et seraient alors requalifiés en déchets, ces matières sont néanmoins inscrites en tant que déchets potentiels à l'inventaire de réserve.

L'Andra doit démontrer que Cigéo peut accueillir les déchets de l'inventaire de réserve, sous réserve d'évolutions de conception pouvant être économiquement mises en œuvre. Certains déchets de cet inventaire pourraient même passer dans l'inventaire de référence de la DAC, pour des raisons liées à la démonstration de sûreté de leur stockage.

Il est demandé à l'Andra :

Pour 2018 :

- une étude de la faisabilité du stockage de l'Uret, coût et impact sur les filières en projet (article 7) ;

³ A la date où ce rapport a été écrit, l'Andra n'avait pas encore produit ce document.

- une étude sur la faisabilité du stockage direct du CU des réacteurs de recherche et du CU métallique de propulsion nucléaire navale (article 14) ;
- une étude du coût de stockage pour le CU des réacteurs électronucléaires (article 15).

Pour 2019

- une étude de la faisabilité du stockage de l'Uapp : coût et impact sur les filières en projet (article 4 de l'arrêté).

L'Andra interprète ces demandes comme des études d'adaptabilité du projet dans sa version actuelle et se fonde sur des connaissances génériques.

L'Andra doit s'appuyer *a minima* sur des données concernant le comportement de ces matières en situation de stockage avant et après fermeture de Cigéo. Le cas des assemblages de CU électrogènes UOX est bien documenté puisque plusieurs pays se préparent à leur stockage direct. Cependant, pour les autres « déchets » (Uapp, Uret, CU MOX, CU métallique) où les matières sont sous des formes physico-chimiques différentes de celle du CU UOX, la R&D de leur stockage dans l'argile est beaucoup moins avancée.

Pour répondre aux demandes du PNGMDR, l'Andra devrait être conduite à approfondir les recherches sur le stockage des assemblages de CU au cours des prochaines années, à expliciter quelles marges d'adaptabilité offre la configuration actuelle de Cigéo pour les stocker et quelle évolution de conception de Cigéo serait nécessaire pour accueillir tous les déchets de l'inventaire de réserve.

ANNEXE VIII : OBJECTIFS ET INSTRUCTION DU DOS

Le dossier d'options de sûreté (DOS) entre dans le cadre d'un processus réglementaire défini par l'article 6 du décret du 2 novembre 2007. Cet article stipule que :

« Toute personne qui prévoit d'exploiter une installation nucléaire de base peut demander à l'Autorité de sûreté nucléaire, préalablement à l'engagement de la procédure d'autorisation de création prévue par l'article 29 de la loi du 13 juin 2006, un avis sur tout ou partie des options qu'elle a retenues pour assurer la sûreté de cette installation. L'Autorité de sûreté nucléaire, par avis rendu et publié dans les conditions qu'elle détermine, précise dans quelle mesure les options de sûreté présentées par le demandeur sont propres à prévenir ou limiter les risques pour les intérêts mentionnés au 1 de l'article 28 de la loi du 13 juin 2006, compte tenu des conditions techniques et économiques du moment. Elle peut définir les études et justifications complémentaires qui seront nécessaires pour une éventuelle demande d'autorisation de création. Elle peut fixer la durée de validité de son avis. Cet avis est notifié au demandeur et communiqué aux ministres chargés de la sûreté nucléaire. »

La décision de déposer un DOS a été prise en mai 2014 par le Conseil d'administration de l'Andra pour faire suite aux conclusions du débat public publiées en février 2014. L'enjeu était de recueillir un avis avant la DAC sur les grandes options de sûreté du projet Cigéo et d'alimenter la réflexion sur les conditions de l'exercice de la réversibilité. L'ASN a accueilli favorablement cette initiative et a précisé, en décembre 2014, ses attentes sur le contenu de ce document qu'elle considérait comme un élément de la démarche itérative appropriée à la conception d'un ouvrage de l'ampleur de Cigéo.

Les attentes essentielles de l'ASN portaient sur les points suivants :

- traiter l'ensemble des domaines au regard de la sûreté en exploitation et à long terme après fermeture ;
- faire une présentation complète de l'ensemble du projet ;
- introduire des éléments de justification de la flexibilité de l'installation pouvant conduire à des optimisations ;
- intégrer des questions sur la prise en compte du retour d'expérience à l'international, sur les facteurs organisationnels et humains et sur les objectifs de protection radiologique du personnel.

L'Andra a ensuite déposé les différentes pièces constituant le DOS en Juin 2016 et la procédure d'instruction a débuté. Se conformant aux attentes de l'ASN, le dossier d'options de sûreté (DOS) est séparé en deux volets, l'un pour Cigéo en exploitation et l'autre pour Cigéo après fermeture. Ces documents sont accompagnés d'un dossier d'options techniques de récupérabilité (DORec) et d'une proposition de plan directeur pour l'exploitation (PDE).

La procédure d'instruction du DOS coordonnée par l'ASN se conclura par un avis de cette autorité appuyé sur l'instruction du dossier par l'IRSN, le rapport d'une revue d'experts internationaux et l'avis des groupes permanents pour les déchets et pour les laboratoires et les usines qui se prononceront sur la base de l'instruction de l'IRSN. Les missions des groupes permanents sont définies par la saisine de l'ASN en date du 2 août 2016.

Entre temps, la loi du 25 juillet 2016 a été votée, très peu de temps après le dépôt du DOS ; elle a pris acte des modifications des étapes de la procédure, notamment du report de la DAC à mi-2018, défini les contours d'une phase industrielle pilote et apporté les premiers éléments de définition de la réversibilité.

ANNEXE IX :

TRAITEMENT DES INCERTITUDES DANS LE DIMENSIONNEMENT DE CIGÉO

La description du comportement à venir d'un site de stockage est nécessairement soumise à des incertitudes. Ces dernières sont naturelles et ne doivent en aucun cas rendre un projet réhibitoire simplement de par leur existence. Il est judicieux, au contraire, de les intégrer dans la définition du projet pour aboutir à une solution robuste.

Les incertitudes se distribuent principalement suivant deux groupes :

- 1) Les incertitudes relevant de la description du milieu (comprenant l'ouvrage et la formation géologique accueillant l'ouvrage en question). On distinguera à ce stade les incertitudes relatives aux mesures elles-mêmes des incertitudes liées au fait que les mesures ne sont pas toujours représentatives de l'échelle caractéristique du milieu étudié.
 - a. Incertitudes sur les mesures. Les mesures sont souvent réalisées sur des échantillons de très petite taille (quelques cm³) extraits de la formation géologique. Une première étape à ce stade consiste à répéter et comparer des mesures d'une même propriété sur un même échantillon afin d'apprécier les incertitudes relevant de la technique de mesure. Une telle analyse peut s'avérer délicate lorsque les propriétés étudiées sortent de la gamme classique des mesures. Il en va ainsi de la perméabilité du COX qui est très faible. Les techniques utilisées dans ce cas n'amènent pas nécessairement à des résultats reproductibles. Par ailleurs, lorsqu'un échantillon est extrait du milieu géologique pour être analysé au laboratoire, son environnement change (pression, contrainte, température), ce qui peut modifier les propriétés que l'on cherche à mesurer. Enfin, certaines expériences conçues pour apprécier la perméabilité d'un échantillon peuvent impliquer le gonflement de particules en certains points du réseau poreux, pas toujours les mêmes, ce qui influence directement la valeur de perméabilité estimée. Par ailleurs, un échantillon peut voir ses propriétés modifiées parce que son extraction de la formation géologique implique un endommagement. Certaines propriétés ne sont pas mesurées directement, mais déduites d'autres mesures : il s'agit par exemple des impédances qui se déduisent de la sismique. La mesure n'étant pas directe, une inversion est requise qui conduit aux valeurs d'impédances ainsi qu'à une estimation des incertitudes associées ;
 - b. Incertitudes liées aux échelles de mesure. La description des propriétés de la formation géologique ne peut être exhaustive, l'échantillonnage se faisant en un nombre réduit de points. Il faut alors passer de mesures réalisées sur de petits échantillons à l'échelle beaucoup plus grande de la formation géologique. Les incertitudes observées à l'échelle de l'échantillon se propagent alors jusqu'à la grande échelle : une propriété mesurée sur un échantillon peut être relativement différente de la valeur obtenue pour un échantillon voisin. S'y ajoutent les incertitudes dépendant du changement d'échelle : elles sont dues par exemple à la non-homogénéité spatiale des propriétés étudiées. De fait, un comportement observé à petite échelle n'est pas toujours directement transposable à grande échelle. On peut par exemple s'interroger sur l'estimation des perméabilités ou des modules de Young à petite et à grande échelle. Certaines propriétés ne se mesurent qu'à petite échelle, d'autres sur différentes échelles. Il faut pouvoir relier les propriétés entre elles et quantifier les incertitudes sur les unes et les autres pour pouvoir ensuite les propager jusqu'à la grande échelle ;
- 2) Les incertitudes liées aux modèles qui ne rendent pas exactement compte des différents processus physico-mécano-chimiques affectant le milieu. Une fois le milieu décrit, il reste à construire la chaîne de modélisation qui permettra de simuler son comportement suite à certaines stimulations. On cherche ainsi à déterminer le comportement mécanique du milieu ou encore à suivre la propagation de radionucléides dans ce milieu. La prise en compte des différents processus physico-mécano-chimiques dans la chaîne de

modélisation est sujette à des incertitudes : la description de ces processus est nécessairement approchée, elle fait intervenir des couplages parfois délicats à traiter sur le plan numérique, les échelles d'espace et de temps sont très importantes et des changements d'échelles, souvent difficiles à définir numériquement, sont nécessaires pour passer de l'échantillon sur lequel sont faites les mesures jusqu'à la maille de la grille numérique qui représente le milieu.

A ces incertitudes s'ajoute un troisième type qui renvoie davantage à des aléas ou risques, c'est-à-dire des événements rares pour lesquels il est difficile de déterminer les probabilités d'occurrence.

Dans le cadre de Cigéo, le rôle de la sismique comme source d'information est apparu fondamental pour la construction des modèles 3D représentatifs de la formation géologique comprenant le site de stockage. Toutefois, les incertitudes associées à l'inversion sismique restent encore à prendre en compte et à propager le long de la chaîne de modélisation. La mise en œuvre d'une analyse de sensibilité permettrait de statuer clairement sur les paramètres essentiels, comme le module de Young.

ANNEXE X : LA MIGRATION DES RADIONUCLÉIDES

Les couplages chimiques et le co-stockage dans les alvéoles MAVL

Les 79 familles de déchets MAVL du PIGD sont classées, du point de vue des propriétés physico-chimiques en 7 catégories. L'Andra a identifié comme co-stockables dans un même alvéole les colis des familles de déchets appartenant aux catégories MAVL 4 et 5 (pas de matière organique, pas de sels, cimentés ou non) et examine d'autres possibilités, comme le co-stockage des déchets MAVL 5 et 6 (déchets de structure compactés et vitrifiés, non exothermiques).

Le co-stockage de colis de catégories différentes dans un même alvéole est étudié pour des raisons d'optimisation de Cigéo. Le co-stockage ne peut se faire que s'il n'y a pas d'interaction entre les radionucléides et les produits de dégradation des matériaux des colis déposés à proximité, qui induiraient des effets non pris en compte dans un scénario sans co-stockage. Le phénomène redouté à très long terme est une migration plus importante des radionucléides due à une solubilité accrue des espèces chimiques et une moindre rétention de ces espèces dans les composants du stockage. Il dépend, au sein de l'alvéole, des extensions (et des vitesses) des panaches de migration des radionucléides à partir d'un colis et des produits de dégradation à partir d'un autre colis. Si ces panaches se superposent à un moment donné, il peut y avoir interaction si les concentrations des molécules organiques le permettent.

Le rapprochement de deux alvéoles contenant des catégories différentes de déchets, non co-stockables, relève aussi de l'optimisation du stockage. L'Andra étudie cette nouvelle possibilité en utilisant le même critère de superposition des panaches pour optimiser l'entraxe des alvéoles.

Les colis susceptibles de générer des produits perturbant la diffusion des radionucléides sont ceux contenant des substances organiques (catégorie MAVL 3) ou des sels (MAVL 1). En effet, les molécules organiques provenant de la dégradation de la matière organique par radiolyse forment des complexes avec les actinides et d'autres radionucléides, les sels changent la force ionique, ce qui peut modifier les paramètres de migration.

L'Andra a acquis depuis une décennie des données pour simuler les phénomènes en cause : molécules organiques prépondérantes produites par radiolyse, termes sources des colis en radionucléides et molécules organiques, paramètres contrôlant leur migration et paramètres contrôlant la formation de complexes entre les radionucléides et les molécules organiques. Il existe aussi des bases de données thermodynamiques et cinétiques internationales pour ces paramètres et des projets de R&D en cours pour les compléter.

L'Andra retient comme molécules à fort pouvoir complexant pour les actinides tétravalents (Pu, U) ou hexavalents (U) les acides isosaccharique et phtalique issus de la dégradation de la cellulose et du PVC. Ces acides sont sorbés sur les matériaux cimentaires ou le Cox et forment des complexes au-delà d'une concentration critique en solution estimée à $10^{-3}/10^{-4}$ M. L'Andra considère que les données dont elle dispose doivent être améliorées pour les matériaux cimentaires sains et dégradés et qu'il faut tester d'éventuels effets compétitifs entre acides carboxyliques. Elle souhaite en disposer pour la DAC.

L'Andra a conduit des simulations de la migration intra-alvéole des acides et de l'uranium et entre deux alvéoles remplis de colis riches en cellulose et PVC (colis CEA-080) et de colis riches en uranium (COG-120). Les calculs sont faits selon la méthodologie utilisée dans les scénarios de sûreté (voir DOS) avec des paramètres mesurés, pour la plupart. Pour une situation de co-stockage le panache de l'acide phtalique est très étendu et la migration de l'uranium est plus importante qu'en situation de non co-stockage. Elle reste limitée à quelques mètres dans les trois dimensions. Pour une situation de stockage des colis dans deux alvéoles adjacents remplis de colis différents un entraxe de 30 m empêche toute interaction. Ces simulations apportent aussi des renseignements sur les panaches en fonction des sections des alvéoles (65 ou 110 m²).

Le problème du co-stockage des colis MAVL et d'une façon plus générale le problème de l'optimisation du diamètre et de l'écartement des alvéoles MAVL de Cigéo sont des questions très importantes. Elles ne peuvent être abordées que par la simulation de la migration des espèces portant la radioactivité.

La migration des radionucléides pendant les transitoires d'écoulement

La quantification des flux de radionucléides (dans les liaisons surface-fond et dans le COx) repose sur un ensemble de simulations. Habituellement, ces simulations ignorent les phases transitoires en considérant que le système est en conditions saturées, à l'équilibre hydraulique dès la fermeture. Ces études donnent des indications sur les flux et les temps caractéristiques de migration. L'objectif des recherches présenté par l'Andra est d'affiner ces prévisions en prenant en compte les phases transitoires de resaturation.

Les études complémentaires menées par l'Andra ont ainsi testé l'impact sur la migration des radionucléides de la prise en compte des grands transitoires : le retour à l'équilibre hydraulique de la formation, le transitoire thermique (et effets couplés sur l'hydraulique et la mécanique), le transitoire hydraulique-gaz (resaturation), la dégradation chimique des colis et des interfaces. Ces impacts sont quantifiés par comparaison des flux à travers différents exutoires (sortie des quartiers, sortie du Callovo-Oxfordien et liaisons surface-fond) aux flux calculés selon le scénario de référence pour lequel la saturation intervient dès la fermeture du stockage.

En régime permanent, les transferts des radionucléides sont limités par la diffusion dans le Cox. Le temps caractéristique de transfert du stockage au travers de la garde du Cox est de l'ordre de 800 000 ans. Les transferts au sein des infrastructures de l'ouvrage après fermeture sont, eux aussi, limités par la diffusion, sauf dans la zone centrale où la convection est du même ordre de grandeur que la diffusion. Dans ces conditions, les temps de transfert depuis les alvéoles vers les ouvrages de liaison surface-fond sont de l'ordre du million d'années. En raison des temps caractéristiques de transfert et des surfaces de contact développées avec la roche hôte, le transfert par la voie callovo-oxfordienne est prédominant.

Les temps caractéristiques du transitoire thermique (et thermo-hydro-mécanique) conduisent à un pic de température et pression bien avant le relâchement des radionucléides. La majoration des propriétés de transfert sous l'effet de la température (coefficient de diffusion, perméabilité) est de ce fait limitée et homogénéisée. L'impact THM sur les transferts de radionucléides n'est ainsi pas significatif.

Le transitoire de resaturation crée des mouvements d'eau convergeant vers l'ouvrage, qui s'opposent au transfert des radionucléides vers la roche hôte. La présence de vides technologiques, principalement dans les alvéoles MAVL, allonge encore la durée de cet effet. Malgré les forts gradients entre les alvéoles déjà saturés et les galeries en cours de resaturation, les transferts restent limités du fait de la diminution des perméabilités en conditions non-saturées en tête d'alvéole. L'intégration de l'ensemble des effets du transitoire de resaturation retarde le transfert des radionucléides (d'environ 300 000 ans) et diminue les flux (d'un facteur 2 à 3).

Enfin, la plupart des dégradations chimiques ont un effet limité à des zones très proches de l'ouvrage et n'ont pas d'effet majeur sur les transferts. La perturbation saline liée à la forte charge ionique de certains colis MAVL, a un effet plus important avec une modification des flux d'eau (effet hygroscopique et osmotique), limité à quelques centaines d'années. L'augmentation de la diffusion anionique est limitée à quelques mètres dans les argilites sur une durée inférieure à 10 000 ans. L'impact sur les flux de sortie du Callovo-Oxfordien est négligeable. La prise en compte de la complexation avec des composés organiques modifie la mobilité des solutés sur une quinzaine de mètres autour de l'ouvrage et ne modifie donc pas la rétention des radionucléides à l'échelle du stockage.

ANNEXE XI :

ASTRID ET LE SCÉNARIO DE DÉPLOIEMENT DE LA GÉNÉRATION IV

Les études réalisées dans ce cadre de la loi de 2006 par le CEA, EDF et Areva montrent que la Séparation et Transmutation (ST) n'est possible que si la France se dote d'une flotte de RNR de Gen IV. La réalisation du programme Astrid est impérative pour initier un tel déploiement. Celui-ci ne peut être que progressif et il s'étendra sur de nombreuses décennies, comme indiqué ci-dessous.

R&D pour l'APD d'Astrid

La R&D de l'APD vise essentiellement à augmenter (2017-2019) le niveau de maturité des composants de la configuration d'Astrid arrêtée fin 2016 et à porter la version du système de conversion d'énergie (SCE) azote au même niveau que la version SCE vapeur d'eau. Le CEA a revu la chaîne de manutention des assemblages, l'implantation du SCE gaz, l'implantation de la cellule chaude, les systèmes de refroidissement, la configuration du cœur pour un combustible à Pu issu de MOX REP, l'optimisation de l'ensemble des composants. Les modifications sont introduites dans le cahier des charges. Sur cette base le CEA a commencé à étudier la méthodologie d'évaluation du coût.

Le CEA a établi une feuille de route de la R&D qui va au-delà de l'APD. La R&D conduite en collaboration en France peut être délocalisée (matériaux, instrumentation et systèmes de mesure, modélisations du cœur et des accidents graves), elle peut également être conduite avec des moyens expérimentaux disponibles à l'étranger. Elle est programmée dans le cadre de l'APD avec EDF, Ardeco et des laboratoires universitaires français ou des organismes étrangers (Japon, Inde, Corée, Russie, USA, Kazakhstan). La R&D pour la qualification des composants exige en revanche des plateformes d'essais dont certaines ne seront fonctionnelles qu'après 2020. Seules Giseh pour les études de thermohydraulique en eau (l'eau à 50 °C simule le Na liquide à 450 °C) et Papyrus pour des essais avec du Na en petite quantité sont opérationnelles. Cheops, Plinius 2 et Masurca le seront après 2023. Pour l'instant, le CEA utilise Giseh et Papyrus et finalise la conception de Cheops (qualification de l'échangeur de chaleur Na-N₂), Masurca (maquette cœur RNR) et Plinius 2 (accidents graves). Les essais sur ces plateformes auront lieu durant la phase de consolidation d'Astrid.

Les conceptions des échangeurs Na-N₂ (ECSG) et du SCE gaz, celle du récupérateur de corium et le développement de capteurs pour la surveillance continue d'Astrid en fonctionnement ont fait l'objet d'avancées importantes. Le CEA n'a pas identifié de points bloquants dans le design et l'intégration du SCE gaz dans la conception d'Astrid.

Le récupérateur est un composant qui doit recueillir, en cas de fusion du cœur, un matériau à une très haute température (> 3000°C). Il devait être revêtu de pièces de protection en zircone très pure. Cependant, pour l'APD, le CEA examine une mise en œuvre plus simple en utilisant des métaux réfractaires (tungstène, molybdène). Le couplage entre le cœur d'Astrid et le récupérateur pour conduire le corium (tubes de transfert) a été dimensionné et l'ensemble est optimisé.

L'instrumentation pour la surveillance en service est capitale pour la sûreté. Le CEA développe de nouveaux capteurs ou améliore les capteurs existants (avec les chaînes d'acquisition et de traitement du signal et les systèmes de mesure associés) pour améliorer le suivi des caractéristiques du cœur et pour surveiller l'ensemble des paramètres hors cœur (déformations mécaniques, fuites de sodium, ..).

R&D cycle Mox REP et RNR

Pour le retraitement les assemblages MOX REP et RNR seront, dans une première étape, transportés à l'atelier de cisailage. Les producteurs de déchets ont ainsi lancé, en 2014, le projet « Transport et entreposage » visant à comprendre l'évolution des propriétés des assemblages (UOX et MOX) lors de brusques changements de température suivis du maintien à température

constante : T des gaines vers 50 °C, pression interne 80 bar en piscine et température des gaines 420 °C, pression interne 180 bar lors de leur transport à sec (durée d'environ 1 mois). Pour ces dernières conditions, il n'y a pas de risque de fluage sous pression interne, ni de fragilisation des gaines (par réorganisation des hydrures de zirconium) lors du refroidissement. En piscine, aucune corrosion des gaines ni des structures des assemblages n'est à craindre car la chimie de l'eau est contrôlée. Une production d'hélium séculaire augmente la pression interne dans les gaines, mais elle reste loin de leur limite nominale de rupture. Les essais de reprise des assemblages dans des conditions d'accident de manutention sont en cours pour évaluer combien de gaines seraient rompues. Enfin les défauts des gaines non étanches (0,4 % depuis 1987) n'évoluent pas pendant au moins une quinzaine d'années. Les mesures se poursuivent pour vérifier si les phénomènes d'altération de l'oxyde $UPuO_2$ par l'eau des piscines sont conformes aux modèles, bien connus par ailleurs (programme Precci conduit entre 1999 et 2006 et données internationales sur le stockage direct du combustible usé). L'effet de la formation d'oxydes pourrait entraîner un gonflement de la gaine à l'endroit du défaut.

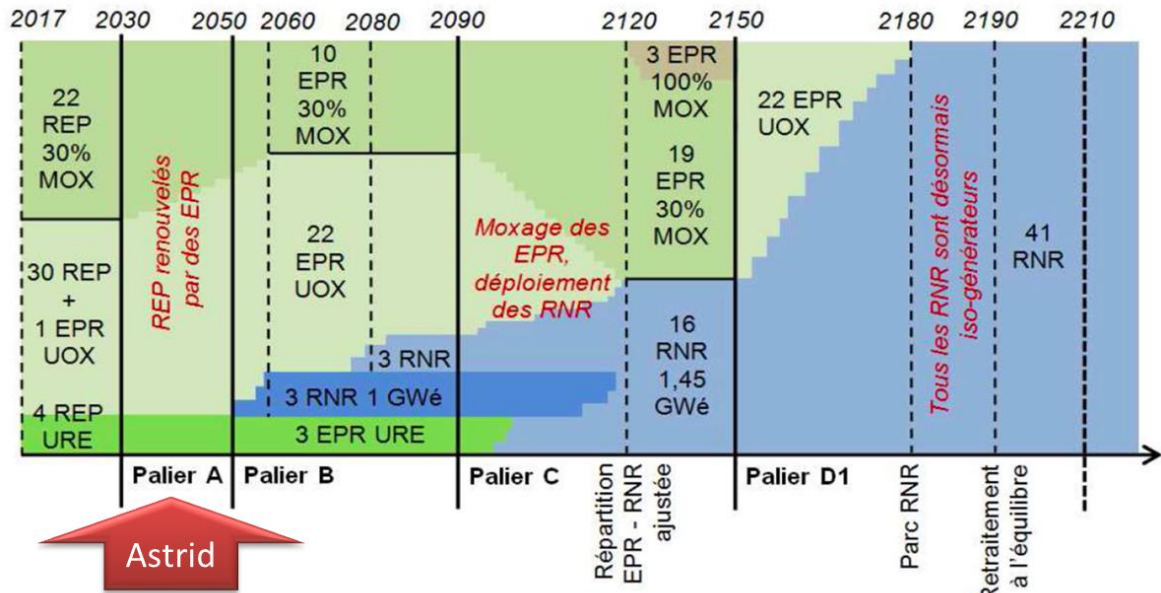
Le remplacement du procédé Purex par un procédé à un seul cycle d'extraction mettant en œuvre un seul agent extractant de Pu(IV) et U(VI) est un point clef. En effet le procédé Purex appliqué à des solutions très riches en plutonium demande d'utiliser des quantités importantes de réducteur comme l'hydrazine ce qui augmente le risque chimique par libération d'oxydes d'azote. Le CEA expérimente l'utilisation d'un solvant mélange complexant de DEHBA, de DEHIBA et de TPH qui extrait Pu(IV) et U(VI) d'une solution HNO_3 4 M et n'extrait plus que U(VI) pour une concentration en HNO_3 0,5 M. Ainsi en jouant simplement sur l'acidité des solutions on peut séparer le plutonium de l'uranium ainsi que des produits de fission et des actinides mineurs. Le CEA a étudié, au laboratoire, les principaux paramètres du système d'extraction et a réalisé avec succès, en 2014 et 2015, un essai sur une solution de dissolution de combustible usé UOX (Atalante cellule CBP, dépôt d'un brevet). Le plutonium et l'uranium obtenus sont très purs à, respectivement, 99,96 et 99,99 %. L'uranium et le plutonium peuvent aussi être récupérés ensemble dans les proportions adéquates pour fabriquer directement du MOX. Il reste aujourd'hui de nombreuses améliorations et optimisations à apporter pour qualifier ce procédé (passage au MOX, résistance du solvant à la radiolyse, hydraulique en colonne, modélisations diverses, ...). D'autres mono-amides seuls ou en mélanges seraient susceptibles d'extraire encore plus efficacement l'uranium et le plutonium et une sélection, sur la base d'un screening de molécules et de calculs théoriques, est en cours.

Scénario

L'avantage des RNR sur les RNT réside dans leur capacité à fonctionner avec du Pu quelle que soit sa composition isotopique. Ils permettent également de fissionner l'Américium et le Curium car le rapport $\sigma_{\text{fission}}/\sigma_{\text{capture}}$ pour les neutrons rapides est supérieur (quel que soit l'isotope de U, Pu et Am) à celui pour les neutrons thermiques ; à cela s'ajoute une meilleure fertilisation de ^{238}U en raison du nombre de neutrons secondaires émis par la fission de ^{239}Pu . Le multi-recyclage du Pu en RNR uniformise la composition isotopique du Pu.

Pour EDF la transition vers un parc de RNR Gen IV telle que définie en 2015 avec le CEA et Areva durera un siècle et sera surtout liée à l'évolution des conditions économiques. EDF soutient Astrid qui doit préparer cette transition tant au plan des réacteurs que des installations du cycle et qui assurera le maintien du savoir-faire dans ces domaines. Le premier RNR ne pourra être mis en service qu'environ 25 ans après la divergence d'Astrid, soit vers 2060/65, ce développement est conditionné par l'accès à des capacités de recyclage de Pu et U. Pour déployer des RNR ces capacités de recyclage devront évoluer vers le multi-recyclage du MOX RNR. S'agissant de l'Américium sa transmutation nécessitera de mobiliser tous les RNR d'un futur parc (dans l'hypothèse d'un parc de 63 GWe).

La figure suivante décrit selon le CEA, EDF et Areva, les étapes du scénario pour évoluer du parc actuel vers un parc RNR en passant par un parc mixte comportant EPR et RNR.



L'augmentation du pourcentage de RNR correspond à :

- une diminution du besoin en U naturel,
- une augmentation de la production de Pu au rythme de 7,1 t/an, cette production est stabilisée si le parc comporte 40 % de RNR,
- la nécessité d'un recyclage annuel croissant de Pu (jusqu'à 75 t/an pour 100 % de RNR),
- une augmentation continue de la production d'actinides mineurs au rythme d'environ 3,1 t/an puis de 2,2 t/an pour 100 % de RNR.

87

La fermeture du cycle implique la consommation du plutonium. L'utilisation des RNR en brûleur de Pu pourrait modifier ces données au prix de plusieurs changements majeurs :

- l'augmentation de la teneur en Pu dans le MOX RNR (combustible CAPRA, 35-45 %),
- la modification des aiguilles (remplacement de la zone fertile en ^{238}U par du MgO),
- la réorganisation des assemblages du cœur CFV et du pilotage du RNR.

Les difficultés pour montrer que cela est possible avec Astrid sont réelles. Divers scénarios sont en cours d'étude.

La Commission souligne que la place d'Astrid sur la figure ci-dessus se situerait juste avant 2050. S'il n'est pas construit à cette époque le déroulement de la succession des parcs sera repoussée dans le temps. Le scénario de déploiement d'un parc de RNR perd de sa crédibilité au fur et à mesure que la construction d'Astrid est retardée.

D'Astrid aux RNR commerciaux

Dans le déploiement d'un parc de RNR les EPR et les RNR coexisteront longtemps, et, avant les réacteurs du parc actuel coexisteront également avec des EPR. Par ailleurs il est primordial que la France puisse continuer à retraiter du combustible usé. Autrement dit, il doit y avoir une continuité dans les parcs. Il est important que le parc actuel et le cycle du combustible associé conservent leurs caractéristiques pour assurer les transitions. C'est pourquoi la Commission suit la R&D qui est conduite sur ce parc.

La Commission note qu'en 2045 le dernier REP 900 MWe mis en service aura 60 ans. L'usine de retraitement de La Hague, quant à elle, devrait fonctionner jusqu'en 2040 date à laquelle elle aura 50 ans. En 2040 la réserve stratégique de la France dans les piscines de La Hague sera de 5000 t de MOX REP (300 t de Pu, 40 t de Am). S'agissant du combustible neuf, l'usine Melox (50

ans en 2045) est autorisée à produire 195 t/an de MOX 8 % en Pu civil mais n'en produit que 145 t/an (elle en a produit 2400 t fin 2014). Ces dates sont à mettre en perspective avec les possibilités de recyclage du Pu. Après l'arrêt des REP 900 MWe l'utilisation de combustibles contenant du plutonium ne pourra continuer que dans des EPR, puis à plus long terme, dans des RNR. Or l'évolution de la composition du parc nucléaire n'est pas fixée, seule sa puissance est limitée à la valeur actuelle.

La R&D actuelle pour le parc vise essentiellement l'amélioration de la sûreté post Fukushima. La R&D concernant la sûreté nucléaire et la radioprotection a été relancée après Fukushima par la mise en place de 20 projets RSNR (7 pilotés par IRSN, 5 par le CEA) sur fonds PIA du Commissariat Général à l'Investissement, l'appel d'offres a utilisé la structure et les modalités de l'ANR. Par ailleurs, l'Europe et l'AIEA ont lancé leurs propres programmes. Les thématiques de la R&D portent sur les améliorations suivantes :

- évaluer les événements naturels extrêmes,
- prévenir les accidents de fusion de cœur,
- comprendre et suivre la progression de la fusion de cœur,
- suivre et arrêter le percement du radier par le corium,
- prévenir les risques d'explosion d'hydrogène et d'interaction corium eau,
- comprendre les accidents en piscine d'entreposage des CU,
- comprendre le confinement des produits radioactifs,
- améliorer les logiciels de gestion de crise,
- améliorer les capacités humaines et organisationnelles pour la gestion des accidents graves.

Toutes ces études et réalisations permettent de conserver la connaissance et les outils pour la prochaine génération de réacteurs.

En raison des budgets en diminution les activités nucléaires civiles du CEA sont contraintes et elles sont en reprogrammation. On peut déplorer la vue à court terme des autorités qui impacte fortement la R&D et interdit une programmation à long terme.

ANNEXE XII : SÉPARATION DE L'AMÉRICIUM ET TRANSMUTATION

Toutes les études convergent aujourd'hui (Cf. rapport CEA 2012) pour ne considérer que la seule transmutation de l'américium. Celle du curium est quasi impossible en raison de la protection radiologique que sa manipulation à l'échelle industrielle imposerait. Celle du neptunium ne présente guère d'intérêt car son impact thermique sur le stockage et son impact radiologique sont faibles. Enfin depuis longtemps il est acquis que la transmutation des produits de fission est irréaliste, notamment parce qu'il faudrait faire au préalable des séparations isotopiques

Intérêt

Du point de vue du stockage des déchets HA l'intérêt de la séparation et transmutation (ST) réside dans la diminution de la charge thermique des colis de déchets CSD-V d'un futur parc de RNR par élimination par fission de ^{241}Am . Ceci implique de retraiter les assemblages de combustible usé (CU) MOX RNR, au-delà de l'extraction de U et Pu, pour en extraire Am. En principe l'utilisation de U et Pu pour auto alimenter le parc de RNR sera rapide (5 ans) et cela limitera les quantités de Am à transmuter car plus on attend pour retraiter le MOX RNR plus il y a ^{241}Am et ^{243}Am . La ST conduirait à des colis CDSD-V ne contenant que des produits de fission (PF), Np et Cm et les pertes en Am du procédé EXAm et en U et Pu du procédé Purex (ou autre procédé). L'emprise des déchets HA pour un stockage passerait de 150/170 à 20 m²/TWhe (déduit des études pour Cigéo). Les doses pour les scénarios d'intrusion accidentelle dans le stockage seraient significativement diminuées.

La stratégie ST passe par de nombreuses étapes :

- la mise en œuvre du procédé EXAm, la conversion de l'oxalate d'Am en AmO₂, la fabrication de pastilles de UAmO₂ pour le CCAm...
- puis, après irradiation, le retraitement du CCAm irradié, la re-fabrication de CCAm, ...

89

Le procédé EXAm ne pourra être mis en œuvre qu'à la suite du procédé de retraitement du MOX RNR qui exige lui-même des modifications du Purex ou la mise au point d'un autre procédé. La priorité est donc de développer un procédé industriel de retraitement du MOX RNR en tenant compte des contraintes liées au fait qu'il sera suivi du procédé EXAm. Au plan industriel il faut disposer d'une et plus probablement de deux usines pour mettre en œuvre ces séparations.

Où en est la R&D pour démontrer la faisabilité de la ST dans Astrid ?

Pour démontrer la faisabilité de la transmutation dans Astrid il faut fabriquer et irradier, selon le CEA, 1 assemblage de combustible UPuAmO₂ (2 % en Am, homogène) et 3 assemblages UAmO₂ (10 % en Am, hétérogène). La conception d'Astrid permet d'introduire de tels assemblages sans perturber la neutronique. Le programme Astrid, tel qu'imaginé, permet d'aller jusqu'à l'examen des aiguilles ainsi qu'à la qualification du comportement du CCAm. Cela implique de pouvoir disposer d'installations pour la récupération de Am (extension de l'ATC-atelier de traitement du MOX RNR) et pour la fabrication des CCAm (extension de l'AFC). Atalante permet de préparer des expériences jusqu'au niveau de l'aiguille.

Pour démontrer la capacité de « destruction de Pu » il faudra mettre en œuvre 7 à 8 assemblages de combustible Capra. Cela est théoriquement possible dans Astrid mais au prix de modifications drastiques. Il faut en effet changer les assemblages (aiguilles sans matière fertile et de faible diamètre, aiguilles inertes), ceci a un impact sur le pilotage du réacteur et donc sur la sûreté. De même le cycle du combustible sera profondément modifié et des études préalables approfondies seront nécessaires. La qualification d'un type d'assemblage peut prendre de l'ordre de 30 ans. Dans les meilleures conditions un RNR de 1GWe brûlerait 50 kg Pu/TWhe.

S'agissant de la R&D, elle s'est développée efficacement sur plus de 20 ans (recherche fondamentale et R&D) et il existe un important socle de connaissances.

a) Procédé EXAm et Conversion

L'expérience dite « EXAm intégrale » dans Atalante est en cours depuis 2010 pour récupérer 2 à 3 g de Am sous forme de UAmO_2 . En principe le CEA aura, fin 2018, suffisamment d'oxyde mixte U-Am, en réunissant l'oxyde mixte de l'expérience EXAm intégrale (58,4 % de ^{241}Am et 40,9 % de ^{243}Am) et 3 lots d'oxyde mixte déjà préparés (avec ^{241}Am) pour réaliser 4 mini-aiguilles. Ces mini-aiguilles, préfigurant celles de CCAM seront irradiées dans ATR (USA) après 2019. On sera à TRL 5/6. En 2013/2014 le CEA prévoyait de récupérer 7 g d'Am pour préparer 20 à 30 pastilles de UAmO_2 (Annexe VIII du rapport n°8 page 71).

Le procédé EXAm a été mis au point dans Atalante. L'expérience EXAm intégrale a débuté en 2010 par la dissolution de 3 kg de UOX et de 1,6 kg de MOX. Fin 2011 le CEA disposait, après extraction de U et Pu par le procédé Purex de 24 L de solution HNO_3 3,4 M renfermant Am, Cm et les PF dont les lanthanides. Dans le procédé EXAm l'extraction de Am et Cm se fait à partir d'une solution HNO_3 8M ce qui nécessitait de concentrer la solution. Le CEA a réalisé cette délicate opération en 2015 par entraînement à la vapeur et distillation de HNO_3 et obtenu 4 L de solution HNO_3 8M. Le procédé EXAm a été piloté pour obtenir de l'américium très pur (95,5 %) au détriment du facteur de récupération de Am et des facteurs de décontamination Am/Cm et Am/lanthanides. Les 2,4 g obtenus doivent être convertis en AmO_2 cette année. La fabrication de l'oxyde UAmO_2 avec une densité élevée (> 94 % de la densité théorique) et une porosité contrôlée (15 %), par divers procédés est maîtrisée par le CEA.

b) Combustible CCAM

De nombreuses expériences ont été conduites sur l'irradiation de divers oxydes candidats à devenir du combustible de transmutation des AM en mode homogène (combustible RNR, U, Pu, à faible teneur en AM) ou hétérogène (combustible RNR, U, AM, ou combustible ADS Pu, AM, à forte teneur en AM). Il s'agissait de tester leur aptitude à l'irradiation (amorphisation, restructuration) et au relâchement de l'hélium pour les combustibles à forte teneur en AM. Aujourd'hui on envisage seulement la transmutation de Am, dans le combustible CCAM (UAmO_2) à 10-20 % en Am. Les assemblages de CCAM seraient placés en périphérie du cœur des RNR pour une durée, prévue aujourd'hui, de 7 ans. Dans ces conditions la température n'excéderait pas 1500 °C. Le code Germinal, élaboré en tenant compte des évolutions des propriétés des pastilles UPuO_2 et des aiguilles des assemblages de MOX RNR, est adapté aux oxydes UAmO_2 . Il permet de prévoir le comportement du CCAM et de concevoir une aiguille et son comportement dans diverses conditions. Plusieurs oxydes des séries $\text{U}_{(1-x)}\text{Am}_x\text{O}_{2\pm\delta}$ avec $d > 95$ % de la densité théorique et une bonne porosité (15 %) ont été préparés, irradiés et sont en cours d'examen. Pour ce qui concerne les CCAM, les dernières expériences sont Marios (irradiation UAmO_2 à 15 % en Am dans HFR en 2011-2012) et Diamino (UAmO_2 à 7,5 et 15 % en Am, irradiation dans Osiris en 2014-2015). Les mini-aiguilles Marios et les disques Diamino sont au LECA (Cadarache) en cours d'examen. Le CEA attend de ces expériences des données sur le gonflement de l'oxyde et le relâchement gazeux en fonction de la température (600 à 1200 °C). L'expérience Marine qui vise le comportement d'oxyde UAmO_2 à 13 % en Am sous forme de pastille ou de sphères est en cours (irradiation dans HFR). Les expériences en projet dans ATR sur des mini-aiguilles d'oxyde UAmO_2 visent le comportement couplé des pastilles et des aiguilles. Elles seront conduites en parallèle avec des expériences américaines portant sur du combustible UAm métallique. La R&D sur les combustibles de transmutation est conduite dans de nombreux programmes Euratom (Fairfuels, Pelgrim...) et au sein des nombreuses collaborations que le CEA a nouées (ITU, DOE, ..).

c) Retraitement CCAM

Il faudra adapter le procédé EXAm. Pour l'instant pas de R&D sur ce sujet.

ANNEXE XIII :

ASSAINISSEMENT, DÉMANTÈLEMENT ET REPRISE DES DÉCHETS

Cette annexe fait le point sur l'évolution des opérations d'assainissement et démantèlement (A&D) d'installations du CEA et d'Areva en cours depuis longtemps ou projetées ainsi que sur les opérations de reprise et conditionnement des déchets (RCD) entreposés dans ces installations.

Assainissement et démantèlement (A&D)

L'A&D présente deux aspects essentiels, la définition des objectifs et les stratégies mises en œuvre pour les atteindre.

L'objectif de référence est celui de l'ASN qui vise un état final d'A&D complet des installations et une dépollution totale des sols. Par rapport à cette situation idéale de « retour à l'herbe » le CEA, EDF et Areva cherchent dans le respect de la réglementation un optimum multicritères (technique, sûreté, socio-économique) acceptable pour les usages prévus des bâtiments. Dans les faits l'A&D est donc partiel ou plus ou moins poussé selon les objectifs recherchés. L'objectif minimum commun est le déclassement des INB. Les stratégies dépendent des organismes. Chaque programme de A&D est particulier et il n'y a pas d'effet de série.

Areva affiche une stratégie d'A&D la plus rapide possible pour aller au déclassement des INB avec, selon les cas, réutilisation industrielle des bâtiments ou, en plus, assainissement des sols, avec dans les deux cas servitudes si nécessaire. Areva est dans une logique d'A&D continue avec un choix dans la priorité des actions. Le grand chantier d'Areva est UP2 400 (4 INB en A&D sur la Hague) puis l'usine GB1 (2 INB en A&D sur Tricastin).

Le CEA vise des délais d'A&D les plus courts possible après l'arrêt des installations. Selon la complexité des chantiers les opérations peuvent avoir lieu en plusieurs temps avec réutilisation intermédiaire des bâtiments. Le CEA a plus de 100 projets d'A&D (DEN et DAM) étalés sur 40 ans qui nécessitent 20 Mds d'Euros et des chantiers de plusieurs décennies. Pour des raisons budgétaires le CEA a établi des priorités dans les actions d'A&D. Actuellement le budget est de 0,74 Md/an pour 32 installations (INB et autres) en cours d'A&D. La diversité des cas traités ou en perspective a conduit le CEA à développer de multiples compétences en A&D. En l'absence de filière FAVL pour le graphite, les chantiers G2 et G3 sont arrêtés.

EDF a aussi depuis 2001 une stratégie d'A&D la plus rapide possible pour les premiers REP. EDF a mis en place une Direction de projet déconstruction et déchets et a mis en service Iceda (installation de conditionnement et d'entreposage des déchets de démantèlement). Iceda doit accueillir les déchets MAVL des UNGG et de Chooz A et des déchets MAVL de centrales en fonctionnement (grappes de commande). Le démantèlement du réacteur de Chooz A (300 MWe) sera complet vers 2025 et ira après une période de surveillance des eaux de percolation jusqu'au comblement des cavernes. Le démantèlement des réacteurs UNGG est reporté en raison de changements importants dans les techniques de démantèlement de ces réacteurs. Les UNGG seront tous démantelées sous air en commençant par Chinon A2 (fin vers 2060). La pression pour trouver un exutoire aux empilements graphite FAVL des réacteurs UNGG devient ainsi moins forte qu'elle ne l'était l'an dernier. Les démantèlements de Brennilis et de Superphénix continuent.

L'Andra réhabilite des sites orphelins pollués au radium. Ils sont très nombreux et, en raison de crédits insuffisants, l'Andra ne peut aller jusqu'à la dépollution totale pour tous. Après concertation avec les autorités, ses actions visent à maîtriser l'impact sanitaire en établissant éventuellement des servitudes.

Les déchets produits par les opérations d'A&D sont réduits au minimum (zonages, tri, recyclage, réduction de volume). Les déchets de démantèlement à venir sont des déchets TFA (60 % de tous les TFA à terminaison, bétons, ferrailles, gravats), des FMAVC (40 %, équipements proches du cœur des réacteurs ou de procédé), des FAVL (30 %, empilements graphite) et des MAVL

(10 %, pièces métalliques à proximité des cœurs). Le complément à 100 % pour les déchets à venir, correspond dans toutes les catégories, à des déchets de procédé.

Reprise et conditionnement des déchets (RCD)

Le CEA et Areva ont fait un point très détaillé sur les nombreuses opérations de RCD qu'ils conduisent sur les sites de Cadarache, Marcoule, Fontenay aux Roses, La Hague et Pierrelatte. Ces opérations sont en cours et à des stades très différents d'avancement. Pour redonner de la cohérence à sa stratégie globale de RCD (et A&D), le CEA a mis en place une nouvelle gouvernance en créant une Direction du démantèlement pour les centres civils (DDCC). Cette nouvelle direction doit définir les projets prioritaires et en renforcer l'exécution. Ce sont les déchets non conditionnés qui sont à reprendre en priorité soit pour assurer la sûreté des nouveaux entreposages soit pour être évacués dans les filières existantes. Les déchets déjà conditionnés en colis, même provisoirement, ne compromettent pas la sûreté des installations.

a) Cadarache

Les déchets TFA, FMA-VC et MAVL sont dans l'INB 56, ils sont soit liquides, soit solides, soit en vrac ou en colis. Les effluents liquides seront tous évacués vers Agate et la STEL de Marcoule. Les colis sont à reprendre pour les mettre dans des sur-conteneurs. Les déchets en vrac seront cimentés dans l'INB 37. Le conditionnement prévu pour tous les déchets FMA-VC et MAVL est *in fine* la cimentation selon des procédés spécifiés. Il n'y a pas de R&D vraiment nouvelle. En revanche il y a des aménagements conséquents à mettre en place pour la reprise et la caractérisation/tri avant conditionnement de 350 m³ de déchets irradiants en vrac dans 4 fosses ainsi que la caractérisation/contrôle de 10 000 colis entreposés dans des hangars. La fin des opérations est prévue pour 2040.

b) Marcoule

Tous les déchets à conditionner proviennent du fonctionnement de l'usine de retraitement UP1 (1958-1983), d'autres installations (APM) et des réacteurs (Célestin, Phénix). Le CEA distingue la RCD des colis bitumes provenant de la STEL de la RCD des autres déchets.

◆ Bitumes

Tous les colis bitume FAVL de la zone nord (38 fosses) ont été reconditionnés en 6 048 colis et sont dans EPI 1 depuis 2008. Les 14 casemates de la zone sud contenaient 28 853 colis FAVL, 28 481 colis MAVL et 2300 colis FMAVC (dits colis FR, stockable au CSA dès 2018). Pour l'instant la RCD concerne les colis des casemates 1 et 2 : 375 colis FR ont été repris et entreposés dans la Casemate 14 et 4350 colis FAVL ont été entreposés dans EPI 1. 600 colis restent à reprendre d'ici fin 2017. EPI 1 contient 10 500 colis FAVL pour une capacité de 12 000. La Commission a visité ces installations.

La poursuite de RCD des colis de bitumes des autres casemates (52 000 colis) demande des aménagements importants (engins téléguidés de reprise, enceintes de conditionnement, engins de transport) et la construction des entreposages EPI 2 et 3. Elle est programmée à partir de 2020 et devrait être terminée en 2040.

◆ Autres déchets

Ce sont des déchets de procédé, de structure, d'exploitation, entreposés en zone nord (déchets hétéroclites de plusieurs provenances, 2740 colis, 60 conteneurs, vrac, 10 % MAVL), en zone sud dans l'ancienne usine UP1 et, dans 3 ateliers de dégainage de plusieurs modèles de combustible UNGG (G1, G2/G3, MAR 400). Ces ateliers renferment outre les déchets magnésiens (voir ci-dessus), des déchets pulvérulents FMAVC et MAVL (379 et 222 t), des déchets métalliques « non magnésiens » (103 t) et des graphites FAVL (759 t).

Une opération RCD est en cours dans l'ancienne usine UP1 où une installation UCDA permet un conditionnement de déchets alpha pour aller en entreposage dans Cedra : 274 fûts sur 1240 ont

été repris. Les autres matières radioactives du bâtiment sont recyclables et sont envoyées à Magenta (Cadarache) ou à Valduc. La fin de l'opération est pour 2020. Pour ce qui concerne les ateliers de dégaînage une installation de reprise (conditionnement par cimentation des déchets pulvérulents FMAVC de G2/G3, UDH) est opérationnelle. La reprise des magnésiens de G1 demande l'installation d'une unité de reprise prévue pour 2020. La fin de la reprise de tous les déchets des ateliers de dégaînage qui nécessite la création de plusieurs unités de conditionnement (programmées) est prévue pour 2030/2040. La Commission a visité les ateliers de dégaînage de G2/G3 et UDH, UCDA et la salle 60 (Atelier MAR200 de UP1).

Une autre opération est en cours en zone nord, elle concerne la reprise des colis de 2 fosses STEL sur les 32 fosses encore remplies. Pour poursuivre ces opérations, le CEA doit construire des unités de reprise et un nouvel atelier de traitement (mise en service en 2025).

Enfin les 12 500 colis FAVL et MAVL attendus de la RCD seront entreposés dans un nouvel EIP (sans bitume) programmé pour 2025.

c) Fontenay aux Roses

Tous les fûts de déchets MAVL (1200 fûts) plus ou moins irradiants (MI - Moyennement irradiants et HI Hautement irradiants), provenant des activités sur le retraitement du combustible irradié ou usé (1960-1995) et de l'assainissement des enceintes blindées, sont entreposés dans le bâtiment 58. Le CEA reprend et doit reprendre les MI pour les envoyer pour conditionnement par cimentation à Cadarache dans l'INB 37 (avec passage temporaire pour une partie dans Cedra). Les fûts très irradiants (HI) iront à Marcoule dans Diadem (en construction). Pour réaliser ces opérations le CEA va construire, dans l'extension du bâtiment 58, un équipement dédié l'EMC (Equipement de Mesure et Conditionnement). Les études sont en fin de phase APD. La reprise de tous les fûts est pour 2026. La fin du démantèlement des installations du bâtiment 18 est pour 2030, celle du bâtiment 58 pour 2035.

d) Pierrelatte

Les usines de diffusion gazeuse ont été amenées, en 14 ans (1996-2010), au niveau 2 de l'échelle de démantèlement de l'AIEA (murs et structures métalliques des bâtiments décontaminés). Les équipements (diffuseurs, tuyaux, vannes, câbles) et les déchets de procédé ont été traités et conditionnés. Depuis 2004 les déchets TFA : gros composants métalliques et déchets métalliques compressés dont 8000 t d'alliages aluminium, big-bags de déchets divers, ont été et sont envoyés au Cires. Les déchets de procédé, les diffuseurs et les barrières de diffusion cimentées ont été et seront stockés au CSA. 16 000 t de TFA (20 000 m³) et 1 100 t de FMA-VC ont été évacuées. Il reste 15 000 m³ (fûts, vannes, big-bags) en place et 5 000 t à conditionner.

e) La Hague

Les projets de RCD prioritaires sont la RCD des déchets des silos HAO et SOD (1500 t de coques, embouts, débris métalliques, fines dissolution et cisailage et résines), en vrac dans HAO (850 t) et en fûts sous eau dans SOD, des déchets de STE2 (boues) et des déchets des silos 115 et 130 (graphites et magnésiens). La RCD est étroitement liée à la recherche du meilleur colis selon les critères d'Areva (Cf. Rapport n° 10).

La cellule de reprise pour HAO et SOC sera définitivement opérationnelle en 2020. Les déchets seront triés. Les coques et embouts, joints silicone, pastilles alumine et fines de cisailage seront envoyés à l'atelier de compactage de UP2 800 et mis en colis CSD-C HAO selon de nouvelles spécifications par rapport au colis CSD-C (colis catégorie MAVL 3, riche en matière organique). Les fines de dissolution et les résines seront cimentées en colis CFR HAO (colis catégorie MAVL 4, sans matière organique) selon un procédé en cours d'évaluation. La limitation de la production d'hydrogène par colis doit être contrôlée. Areva estime à 125 le nombre de colis libérant 120 L/H₂/an.

Les essais de reprise des boues STE2 et leur conditionnement en colis C5 (catégorie MAVL 1, sel sans matière organique) dans STE3 ont démarré, après la mise en place des installations de

reprise et de conditionnement. La reprise devrait s'étaler entre 2021 et 2030. Le procédé de séchage/compactage des boues tel que prévu s'avère délicat à mettre en œuvre. Il doit être complètement revu et soumis à l'ASN. Le nombre de colis attendu dépendra du procédé final (entre 10 000 et 30 000).

L'équipement du silo 130 pour la reprise des déchets est programmé pour fin 2017. Le silo sera vidé le plus rapidement possible et les déchets mis en fûts seront transférés dans le bâtiment 115 pour conditionnement. Les déchets magnésiens FAVL des silos 130 et 115 seront conditionnés ensuite selon le procédé qui sera choisi en 2017 (destruction des alliages par voie chimique ou cimentation) en fonction de spécifications qui n'existent pas encore.

R&D pour le conditionnement des nouveaux déchets

Areva travaille sur un colis universel MAVL « tout en un » basé sur un emballage de transport pouvant être directement accueilli en stockage.

La R&D porte sur 6 classes de déchets contenant les composés suivants : bitumes, polymères, métaux réactifs, graphites, métaux non réactifs et matériaux cimentaires. Les quatre premières présentent des risques que le traitement/conditionnement vise à minimiser par différents moyens pour les rendre inertes, les deux dernières posent seulement un problème de réduction de volume. On évalue dans ce qui suit la R&D portant sur les 3 premières classes.

a) Bitumes

La R&D concerne le sort de 5500 t (soit 14 000 m³) de déchets MAVL (28 831 colis, 2900 t, 38 % des MAVL) et de 12 500 m³ de déchets FAVL (32 901 colis, 2600 t, 60 % des FAVL). Ils sont entreposés à la STEL de Marcoule et iront après reconditionnement dans l'entreposage EIP (opération RDC). La STEL produit encore une centaine de fûts/an d'enrobés bitumineux. Lors de l'élaboration du colis de bitume le risque principal est l'incendie.

◆ Risque incendie de bitumes

La Commission a évalué dans ses rapports n° 9 et 10 les résultats obtenus par le CEA sur la réactivité des enrobés bitumineux à une élévation de température (absence d'inflammation jusqu'à 300 °C, pas d'auto échauffement global par réactions exothermiques) et la tenue à des feux de colis primaires placés dans leur colis de stockage (maximum de température de l'enrobé de 110 °C en périphérie). Ces expériences portaient sur des enrobés fraîchement préparés. Le CEA a étendu son étude à des enrobés vieillis sous radiolyse, qui diffèrent des enrobés frais par une viscosité plus élevée et la présence de bulles d'hydrogène.

Les colis bitumineux MAVL de Marcoule subissent un débit de dose moyen de 2 Gy/h ce qui conduit à une dose cumulée sur 100 ans de quelques MGy. Une irradiation gamma de 1 MGy à des débits de dose 100 et 4500 Gy/h augmente la viscosité d'un facteur 4 mais une augmentation de la température de 20 °C la diminue d'un facteur 30. Une augmentation de température ramène donc rapidement l'enrobé dans sa configuration initiale. Les bulles de H₂ migrent vers la surface avec une vitesse qui dépend de leur volume et de la viscosité du bitume. Les abaques théoriques établis par le CEA montrent qu'une augmentation de la température de l'enrobé au-delà de 110 °C permet d'évacuer toutes les bulles d'un fût âgé de 100 ans en 1 heure.

Toutes les données quantitatives sur le comportement des enrobés bitumineux en réponse à une élévation de température due soit à un auto-échauffement ou à un apport externe de chaleur ou bien à leurs effets combinés concernent des enrobés synthétiques inactifs. Le comportement des enrobés réels, préparés depuis plusieurs décennies et ensuite entreposés pourrait être différent de celui des enrobés frais.

La Commission rappelle que c'est à sa demande explicite (rapport n° 6) que le CEA, Andra, EDF et Areva ont entrepris des expériences sur la tenue en température et au feu des colis bitumes. En effet elle avait des interrogations sur leur comportement (rapport n°3) restées sans réponse.

◆ Incinération des bitumes

Le CEA a étudié sur la maquette Shiva installée à Marcoule l'incinération par une double torche à plasma (Ar/O_2) de 4 lots inactifs de 20 kg d'enrobés bitumineux et l'incorporation des résidus dans 50 kg de fritte de verre. Chaque lot était représentatif des caractéristiques des enrobés réels. Les expériences donnent des renseignements sur 1) l'introduction des enrobés dans le réacteur, 2) la destruction des sels (10 sels dont BaSO_4 majoritaire) avec des températures de l'installation de un à plusieurs milliers de °C, 3) l'incorporation des résidus de combustion dans le verre, 4) le traitement des composés volatils et des poussières.

L'introduction des enrobés nécessite un chauffage préalable. La forte viscosité complique néanmoins les opérations. La combustion du bitume est incomplète. Les sels sont plus ou moins transformés en oxydes solides ou gazeux mal définis (oxydes métalliques, SO_x , NO_x , CO_x) et les réactions redox de ces oxydes donnent des sulfures métalliques. En particulier BaSO_4 est mal décomposé en BaO et SO_2 . Les sulfates, oxydes et sulfures s'incorporent mal dans le verre et, les sulfures perturbent le chauffage du verre par induction dans le creuset froid. Le traitement des gaz est incomplet et nécessiterait une post-combustion. Les oxydes sulfo-nitrique sont très corrosifs et leur récupération conduit à des solutions acides à neutraliser.

Dans ces essais le comportement des radionucléides n'a pas été étudié. En particulier les enrobés contiennent de l'uranium plus ou moins enrichi et du plutonium en proportions variables selon qu'ils sont FAVL ou MAVL respectivement dans des fourchettes de quelques centaines de grammes au kilogramme et du gramme à quelques dizaines de grammes. La maîtrise des bilans matières du procédé s'avère très difficile.

De ces essais, considérés comme prospectifs, le CEA conclut qu'il est impossible d'envisager un procédé industriel d'incinération-vitrification des bitumes, tous les phénomènes impliqués : combustion, décomposition des sels et réaction redox en phase gazeuse, incorporation des résidus dans le réseau vitreux, sont incomplets et très difficilement contrôlables. La difficulté essentielle provient de la présence des sulfates réfractaires (comme BaSO_4) porteurs de la radioactivité qui ne peuvent être décomposés thermiquement (en oxydes BaO et SO_2) ou qui ne peuvent réagir avec la silice du verre (transformation en silicate et SO_2) qu'à très haute température.

Le CEA a néanmoins conduit une analyse économique d'une installation qui pourrait, en continuant la R&D, traiter tous les bitumes de Marcoule pour conduire à des déchets MAVL destinés à Cigéo. Le surcoût par rapport au stockage sans traitement est dissuasif pour le CEA. Par ailleurs le CEA estime, sur la base d'une étude MTD (utilisation des Meilleures Techniques Disponibles pour la gestion des déchets), qu'un procédé d'incinération-vitrification présente nettement plus de désavantages que d'avantages par rapport au stockage des bitumes tels que prévu (sur 12 critères considérés, 9 sont négatifs, 1 est pour et 2 sont neutres). En conséquence le CEA avait souhaité abandonner la R&D.

Les essais sur l'installation Shiva ont été conduits pour l'essentiel entre 2003 et fin 2005. Le CEA a remis un rapport à l'ASN/ASND en 2015 sur « l'analyse technique et économique concernant l'évaluation du traitement chimique ou thermique de composés bituminés pour tenter d'immobiliser dans d'autres matrices les déchets radioactifs qu'ils contiennent » conformément au décret PNGMDR 2013-2015 (article 19. II). L'ASN a rendu un avis en septembre 2016 sur les aspects techniques en demandant au CEA de poursuivre les études sur les bitumes FAVL et MAVL.

Le projet de décret PNGMDR 2016-2018 (article 48) reprend cette demande dans les mêmes termes, avec un rapport au 30 juin 2018. De plus l'article 48 demande au CEA, à Areva, à EDF et à l'Andra de remettre pour fin 2019 un rapport « d'évaluation technique, économique et de sûreté comparant les différents modes de traitement et de conditionnement envisagés pour les déchets bitumés (stockage géologique et solutions alternatives) ». Cette étude doit intégrer toutes les étapes de la gestion du déchet ainsi que l'impact des différents choix sur la conception et le dimensionnement de Cigéo : « transport, sûreté en entreposage et phase d'exploitation, impacts environnementaux, impact radiologique à long terme ».

b) Polymères

La R&D concerne 1800 t de déchets dont 50 % sont conditionnés mais dont la nature chimique n'est totalement établie que pour 30 %. Les risques sont associés à la production, par radiolyse des polymères, d'hydrogène et d'espèces corrosives (HCl) ou bien pouvant conduire à des complexants des radionucléides contenus dans les déchets et modifier à long terme leur migration.

Les déchets MAVL dits « contaminés alpha », mélanges de déchets métalliques et de déchets organiques proviennent majoritairement des usines de fabrication du combustible MOX. Ils sont et seront entreposés à la Hague (environ 3600 m³, 30 000 fûts de 120 L). Ils contiennent U et Pu. Le CEA, en partenariat avec Areva et l'Andra, développe le procédé Pivic (Procédé d'Incinération Vitrification In Can) pour les traiter et les conditionner : combustion vers 800 °C de la matière organique par torche à plasma (Ar/O₂) donnant CO₂ (et Cl₂) et des résidus, fusion des métaux et d'un verre nucléaire avec incorporation des résidus dans le verre, traitement des gaz. Métaux et verre sont fondus dans un creuset à plusieurs parois, chauffé par induction. Le déchet résultant du traitement est le Can : le creuset et le solide biphasé verre-métal, la radioactivité étant confinée dans le verre. Un Can correspond au traitement d'environ 10 fûts de déchets, ce qui conduit à une réduction de volume des déchets d'un facteur 8. Le colis de déchet primaire Pivic est constitué de deux Cans dans un conteneur en inox (1 m de hauteur, 0,6 m de diamètre).

Les technologies mises en œuvre : incinération de matières organiques, vitrification des radionucléides, traitement des gaz et fusion de métaux sont maîtrisées et le procédé Pivic s'appuie sur le Rex de l'incinérateur alpha de Valduc. La R&D a commencé à Marcoule en 2011 par des expériences en inactif avec Shiva. La faisabilité de la fusion verre-métal dans le creuset est en cours d'étude sur le module Erebus (four à induction). Un prototype Pivic (Erebus plus chambre de combustion) est prévu pour 2018 et un pilote l'est pour 2022 qui permettra de qualifier le procédé (TRL 7). La capacité de traitement de l'installation finale (vers 2035 à la Hague) serait de 30 kg/h avec une production d'un colis par jour ; 1200 colis sont attendus. L'Andra considère, sur la base du dossier de connaissance préliminaire et d'une évaluation de la perturbation THM du Cox, que ce colis pourrait être pris en charge dans Cigéo. L'ASN a donné en septembre 2016 un avis favorable à ce traitement/conditionnement sur la base d'un DOS préliminaire.

La R&D est focalisée sur 1) le comportement des actinides (U, Pu, Am) dans le réacteur et plus particulièrement sur l'encours du Pu afin de respecter les critères de criticité de ce radioélément. Les expériences sur Shiva avec CeO₂ à la place de PuO₂ montrent que 3 % de l'oxyde est retenu lors de l'incinération. Ce pourcentage est celui attendu pour le Pu (Rex de l'incinérateur de Valduc), 2) la neutralisation de ZnCl₂, chlorure corrosif, par réaction avec divers capteurs (zéolithes, phosphates). Le Zn et Cl₂ viennent des matières organiques, 3) la faisabilité de la fusion concomitante verre-métal. Les essais dans Erebus sont satisfaisants et montrent une limite à 50 kg de verre, 4) la formulation du verre pour incorporer les résidus minéraux et les additifs. Elle a lieu au laboratoire, 5) la corrosion des parois.

Le colis Pivic contient ²⁴¹Pu et ²⁴¹Am ce qui conduit à une faible puissance thermique de quelques watts (6,4 W/colis) qui diminue lentement avec la période de ²⁴¹Am. Dans ces conditions il convient d'examiner le transitoire thermique dans le colis de stockage en béton des colis primaires (T < 65 °C) et la perturbation THM (contrainte effective nulle) que le stockage des colis Pivic pourrait induire sur le Cox. L'Andra envisage un co-stockage des 1 200 colis primaires Pivic avec des colis CSD-C (compatibilité physico-chimique). Elle a conduit plusieurs simulations de stockage de colis de stockage à 4 colis primaires, fondées sur la méthodologie déjà utilisée pour les colis CSD-V, pour diverses puissances des colis Pivic et plusieurs distances entre les alvéoles MAVL. Ces simulations montrent que, dans tous les cas envisageables, la puissance des colis Pivic peut aller jusqu'à 12/13 watts et que la température du béton ne dépasse pas 50 °C. Une partie du projet est financée sur PIA (programme Investissement d'avenir de 2010).

c) Métaux réactifs

Les déchets contenant des métaux réactifs sont en entreposage à La Hague et à Marcoule.

- Dans les Silos 115 et 130 à La Hague. Environ 1050 t de mélanges de graphite (940 t), d'alliage de Mg (MgMn, 64 t), d'alliage de Zr (ZrMg, 14 t), de U métal (2,5 t) et d'acier (1,5 t). Ce sont des déchets de retraitement de combustible UNGG de l'usine UP2 400, non triés, en vrac à sec ou sous eau. Ils sont de type FAVL.
- Dans des fosses à Marcoule. Environ 1650 t de gaines en alliage de Mg (MgZr et MgMn), 850 t sont MAVL, 250 t sont FMA-VC et 560 t sont encore mal identifiées (mélange des deux catégories). Par prudence on compte 1160 t de MAVL (70 %). Ce sont essentiellement des gaines de combustible UNGG (séparées du graphite) provenant du retraitement de combustible UNGG, gaines entières, broyées ou compactées, en vrac à sec. Dans ces déchets il peut y avoir des traces de U (ou UH3) et de graphite.

Les risques que pourraient faire courir des colis de déchets mal conditionnés seraient dus à une production excessive d'hydrogène.

La production d'hydrogène par voie chimique provient de l'oxydation de Mg par l'eau du ciment ($Mg + 2 H_2O = Mg(OH)_2 + H_2$) ou par réaction électrochimique spontanée entre Mg et le graphite ou divers métaux (Fe, Zr, ..) et l'eau du ciment. Ce dernier effet dit « galvanique » peut être supérieur au premier. Il s'ajoute que la formation de $Mg(OH)_2$ ou d'autres hydroxydes à la surface du Mg, peut avoir un effet mécanique sur la matrice de blocage en raison de l'augmentation locale de volume.

◆ Déchets de Marcoule

Le CEA a sélectionné un liant minéral dit « géopolymère, Mgéo » qui est un fluoro-silico-aluminate de sodium (sans Ca), préparé à partir de métakaolin (silicate d'aluminium) et d'une solution fluorée de silicate de sodium. Le fluor empêche la formation de $MgO/Mg(OH)_2$ et de H_2 . Il transforme les oxydes/hydroxydes apparaissant à la surface du Mg en fluorure et en silicate de magnésium. Cela forme une couche protectrice sur le métal. Sa composition est à déterminer. La vitesse de formation de H_2 devient alors très faible : $0,03 L/m^2$ de Mg/an. Il en est de même pour la corrosion de U et pour les effets galvaniques Mg-acier et Mg-Zr. Le géopolymère est facile d'emploi, a une excellente tenue mécanique, résiste à l'irradiation alpha et gamma et à la lixiviation. L'étude du comportement à court et long terme est l'objet d'un projet de Needs.

Le CEA teste la fabrication de colis pour les magnésiens FMA-VC en conteneur béton ($2,7 m^3$, 700 kg de Mg) : gaines en vrac bloquées. Il prévoit 730 colis ($1970 m^3$). Les colis primaires pour les MAVL seraient constitués de 3 galettes de gaines compressées bloquées dans des fûts de 220 L (150 kg de Mg). Il prévoit 7500 colis ($1 640 m^3$)

◆ Déchets de La Hague

La R&D est conduite par Areva et le CEA selon deux voies : destruction par voie chimique des métaux réactifs (Mg et U) ou contrôle de la réactivité des métaux par cimentation avec un liant approprié.

La première concerne le traitement des déchets par des solutions aqueuses pour dissoudre le magnésium et oxyder l'uranium en oxyde/hydroxyde de U(IV). Le graphite n'est pas altéré. Ce procédé nécessite de décontaminer les solutions et génère des déchets secondaires (résines et effluents). Les résidus solides et le graphite sont ensuite cimentés séparément et les effluents rejetés à la mer. L'avantage est de pouvoir orienter les colis vers les différentes filières.

La seconde concerne la formulation d'un ciment classique. Le graphite étant majoritaire ce sont surtout les effets galvaniques entre le carbone et le magnésium des alliages MgMn et ZrMg qui sont à craindre. Ils ont été systématiquement examinés pour le carbone mais aussi pour des aciers et pour diverses formulations de ciment ou des phases pures qui le constituent. Finalement c'est un laitier (40 % SiO_2 , 45 % CaO , 10 % Al_2O_3 , 5 % MgO) gâché avec une solution de soude

qui a été retenu comme liant hydraulique. Il limite la production d'hydrogène à un niveau très bas exprimé en volume par surface de métal par an soit à 1 L/m² de Mg/an. Compte tenu de la faible proportion de Mg dans les déchets le liant ne contient pas d'inhibiteur de corrosion. L'uranium (0,25 %) sera corrodé mais Areva considère que l'hydrogène produit n'altérera pas les performances mécaniques du colis. Le liant est en cours de qualification pour la production de colis à l'échelle du m³.

d) Autres déchets

La Commission n'a pas eu d'informations nouvelles sur le conditionnement des autres déchets comportant des matériaux métalliques réactifs : sodium (carbonatation), aluminium (ciments phosphato-magnésiens) ou des déchets graphites.

ANNEXE XIV : DÉCHETS DE FAIBLE ET TRÈS FAIBLE ACTIVITÉ

Déchets miniers

La gestion des stériles relève du code minier et de plusieurs circulaires qui traitent de l'utilisation des stériles (sur sites miniers et hors site) et du retour sur site pour ceux qui ont été dispersés. Celle des résidus de traitement relève du code de l'environnement (CE 511). Les quantités et lieux où ils sont stockés in situ et leurs statuts sont donnés dans l'inventaire Mimausa établi par l'IRSN (166 Mt de stériles, 51 Mt de résidus issus de 52 Mt minerais ayant donné 80 000 t d'uranium).

La teneur des stériles en uranium va jusqu'à 200 ppm et son activité se distingue de celle des granites (15 à 20 ppm) et des minerais (300 à 500 ppm). Areva examine l'impact radiologique des verses de stériles des sites miniers et a identifié les endroits où se trouvent des stériles hors des sites miniers, suite aux dispersions d'avant 1985. Areva a procédé à des travaux de remise aux normes radiologiques lorsque l'impact était supérieur à 0,6 mSv/an. Les cas où il est compris entre 0,3 et 0,6 et quelques cas extrêmes sont en discussion entre Areva et les autorités.

A propos des stériles le PNGMR 2016-2018 demande à Areva :

- Avant fin 2017, de poursuivre le recensement des verses à stériles des sites miniers (article 66) ;
- Avant fin 2019, de terminer les actions de traitement des stériles (article 70).

Les résidus miniers (de 40 à 310 Bq/g dont 4 à 30 Bq/g en ²²⁶Ra selon le mode d'extraction de l'uranium) sont stockés dans 17 stockages classés ICPE. Les résidus (sables argileux ou blocs de minerais lixiviés par H₂SO₄) sont placés sur un treillis et sont sous couverture (2 m de stériles, 0,4 m de terre). Les eaux de percolation sont traitées (6000 m³/an) soit avant rejet soit pour récupérer une partie de l'uranium. Areva suit l'évolution physico chimique des résidus dans 4 stockages. L'analyse des carottages montre une stabilisation des phénomènes d'altération par l'eau et de diagénèse. De plus U et Ra sont piégés par certaines phases minéralogiques. L'uranium est sorbé sur les minéraux argileux et des oxy-hydroxydes de Fe(III) et forme aussi des phosphates mixtes U(VI)/U(IV) insolubles, le radium co-précipite avec BaSO₄ et est aussi sorbé sur l'argile. Areva a modélisé la distribution de U (10⁻⁵ M) et Ra (1 Bq/L) entre les phases solides et l'eau acide et oxydante (pH 3 à 6, Eh 800 à 130 mV). Au total U et Ra sont peu mobiles. Ces informations sont indispensables pour modéliser le comportement à long terme des résidus miniers.

Tenorm

La gestion des Tenorm relève du code de l'environnement et de plusieurs circulaires et arrêtés, dont celui du 25 mai 2005, qui fixent les conditions d'acceptation dans les ISDD, ISDND et ISDI. Très peu de déchets de type TTFA, sont stockés dans les 4 installations ISDD et ISDND habilitées (10 % sur 50 millions de tonnes), 1 600 m³ doivent aller au Cires et 21 000 m³ sont classés FAVL. L'immense majorité est en dépôt sur les lieux de leur production. De plus, beaucoup de matières présentant un faible impact lors de leur utilisation (moins de 2 microSv/an) ont été valorisés. La gestion des Tenorm va être modifiée à la suite d'une directive Euratom (2013/5 du 5 décembre 2013) sur la protection contre les rayonnements ionisants.

Le décret BSS en préparation indique :

- Les industries concernées ; tous les industriels doivent vérifier l'activité massique de leurs déchets ;
- Les valeurs d'exemption (VE) : 1 Bq/g pour chaque radionucléide des chaînes naturelles de l'uranium à l'équilibre ou non et de 10 Bq/g pour mais ⁴⁰K. En dessous de ces valeurs les déchets sont conventionnels. Ils peuvent être valorisés ;

- La classification des Tenorm : toute matière au dessus des VE est une substance radioactive d'origine naturelle (SRON). Les SRON relèvent du régime ICPE si leur quantité est supérieure à 1 tonne ; ils vont, selon leur activité, dans les installations ISDD et ISDND (inférieure à 20 Bq/g) ou dans les installations pour TFA voire FAVL ; Ils ne peuvent pas être valorisés ;
- Diverses dispositions pour les déchets de démantèlement des installations.

Il est prévu que le BSS soit examiné en conseil d'état en 2017 puis appliqué. L'application des dispositions de ce décret nécessitera la modification de toute la réglementation existante.

La Commission a pris connaissance de la gestion des Tenorm en Angleterre, qui proviennent surtout de l'industrie pétrolière. Ils sont stockés dans deux centres.

Déchets historiques

Il s'agit de déchets TFA avec une radioactivité non naturelle de quelques Bq/g ou de Tenorm. Ils ne sont pas sous la responsabilité de l'Andra mais sous celles des producteurs. Ils sont, excepté les Tenorm, gérés par le code de l'environnement et par plusieurs décrets et ils sont recensés dans l'inventaire national de 2015. On en trouve dans 13 stockages de déchets conventionnels (déposés avant les décrets d'interdictions), dans 11 stockages auprès des INB et dans plusieurs dépôts in situ non ICPE (Tenorm). Fin 2017 tous les stockages historiques doivent être identifiés et leur gestion doit être décrite (arrêté PNGMDR - article 19).

Le CEA a caractérisé tous les dépôts de déchets historiques TFA des INB et INBS dont il a la charge au fil des demandes des PNGMDR successifs (une dizaine). Les dépôts de grands volumes (100 à 150 000 m³) sont sous surveillance environnementale depuis des décennies et les analyses des eaux des piézomètres démontrent l'absence d'impact. Le CEA souhaite les laisser en place après des analyses MTD (Meilleures techniques disponibles). Pour les autres, en moindre quantité, ils seront repris lors des opérations d'A&D. Il en est de même pour EDF pour un et unique dépôt qui restera in situ.

100

TFA

La gestion des déchets TFA est définie par un arrêté de 1999 et se conforme aux guides de l'ASN (une mise à jour a eu lieu en 2016). Il n'y a pas de seuil de libération pour les déchets TFA des zones nucléaires des INB qui, pour beaucoup, n'ont qu'une radioactivité résiduelle très faible. Environ 60 % des déchets TFA vient et viendra des opérations d'A&D.

La prévision de 2015 pour les TFA est à 2,2 millions m³, à terminaison. Elle repose sur les prévisions des chroniques de production des TFA (en m³ colis) des producteurs pour l'Inventaire National. Le dernier exercice pour évaluer la totalité de production des TFA s'est déroulé en 2014 dans le cadre du Programme préliminaire de gestion des déchets (PPGD TFA2). Pour EDF un afflux massif de production de TFA issu du démantèlement des REP (en moyenne 20 000 à 25 000 m³/an sur 30 ans) aura lieu après 2033. Il en est de même pour Areva avec l'arrivée des TFA de GB1 (en moyenne 10 000 m³/an sur 10 ans). Pour le CEA, c'est l'inverse, la tendance est à la décroissance après 2033 (en moyenne 12 000 m³/an sur 20 ans entre 2014 et 2034). Ainsi le CEA restera-t-il le principal contributeur du Cires. Les chroniques jusqu'en 2030 sont détaillées tant pour la provenance des déchets que pour leur quantité et elles tiennent compte du Rex de chaque producteur. Les prévisions des producteurs vont jusque vers 2070 (sauf pour Areva qui n'a pas évalué les déchets des démantèlements post 2040 (UP2800, UP3...)). Enfin les possibilités de valorisation ne sont pas prises en compte.

Les incertitudes à terminaison sont liées aux niveaux d'assainissement des installations auxquels on procédera. A cet égard le guide de l'ASN (guide n° 24 septembre 2016) d'assainissement des sols pollués pour une INB a pour but de fournir les objectifs de dépollution et la méthodologie pour évaluer les TFA qui en résultent. L'état de référence définit une exposition potentielle donnée à atteindre et donc la décontamination en enlevant plus ou moins de sols contaminés. Le diagnostic radiologique doit s'appuyer sur des mesures de surface et de profondeur et une modélisation de la migration des radionucléides ou des toxiques chimiques doit être réalisée.

L'Andra prévoit qu'au delà de l'extension à 900 000 m³ du Cires (saturé en 2030) il faudra un deuxième stockage TFA même dans l'hypothèse où : on trie mieux les déchets, on réduit leur production administrative par un meilleur zonage des INB, on réduit leur volume, on recycle des métaux et des gravats et on en décline une partie en déchets de Très Très Faible Activité (TTFA). L'Andra estime la quantité de métaux qui pourraient être recyclés sans contrainte de radioprotection à 15 à 20 000 t/an.

Devant ces données (capacités de stockage des sites existants, recherche de nouveaux sites de stockage, cohérence de gestion des déchets de faible activité, diversité de ces déchets et multiplicité des lieux de production) l'Andra et les producteurs ont entrepris une réflexion en vue d'établir une gestion des déchets radioactifs TFA à FAVL, globale, cohérente et proportionnée à leur dangerosité radiologique et chimique, tant pour l'homme que pour l'environnement. De nouvelles décisions organisationnelles permettent de faciliter les échanges entre acteurs.

Ainsi le planning du stockage des FAVL et des TFA sur la CCS est étendu et entre dans une réflexion sur la finalité d'un « troisième centre de stockage dans l'Aube ». L'Andra, l'IRSN et les producteurs établissent un programme pour en définir les principes de sûreté, traiter l'acceptation sociale du risque et définir la gouvernance pour un déploiement sur une cinquantaine d'années.

L'Andra estime que 40 à 50 % du volume des TFA correspond en fait à des TTFA. Ils pourraient rejoindre des stockages *in situ* simplifiés (par rapport au Cires), de type ISDD-INDND, implantés par exemple sur de grands centres d'A&D. Les notions de TTFA et de stockage TTFA font l'objet de réflexions. Le contrôle des dépôts de ces déchets pourrait se faire simplement par celui du débit de dose (respect de moins de 10 microSv/an ou respect du bruit de fond) ou encore d'après la provenance des déchets (zonages). Ce point n'est pas déconnecté de la pratique de seuil de libération.

Ces orientations doivent être soutenues par des études ouvertes pour 1) qualifier la dangerosité radiologique et chimique des TFA et TTFA et adapter en conséquence les temps d'isolement et de confinement vis-à-vis de la biosphère (centaines, milliers, centaines de milliers d'années), 2) définir l'acceptabilité sociale des risques (dialogue, coûts).

La Commission a été informée des pratiques de libération des déchets TFA en Allemagne et au Royaume Uni. En Allemagne tout ce qui vient des zones non contrôlées des INB est exempté de tout contrôle radiologique et la libération repose sur le concept de dose triviale de l'AIEA de 10 microSv/an des déchets activés ou contaminés. Pour le respecter il existe des limites d'activité alpha, bêta, gamma, d'activité totale et spécifique, d'activité de surface, de quantité et de nature des déchets en accord avec les Directives AIEA et Européennes. La libération obéit à des plans de libération approuvés par l'autorité de sûreté. Excepté pour les métaux, les déchets vont dans des stockages conventionnels. Si les seuils actuels étaient abaissés pour tenir compte des nouvelles directives (EU BSS, European Basic Safety Standard) le volume de déchets augmenterait d'un facteur 3 à 4 et cela poserait des problèmes de place dans les stockages qui s'ajouteraient aux problèmes socio-politiques actuels. L'Allemagne reconsidère ce point. Les lots de métaux libérés sont recyclés dans les filières conventionnelles sans contraintes mais encore faut-il montrer que leur radioactivité n'émerge pas du bruit de fond.

Au Royaume-Uni les déchets TFA sont en dessous des limites de 4 GBq/t en alpha et de 12 GBq/t en bêta/gamma. Il existe une catégorie de TTFA qui peut aller dans des stockages spéciaux acceptant jusqu'à 200 Bq/g. Depuis 2009 tout est fait pour diminuer l'envoi des déchets TFA en stockage (décontamination, incinération) et la quantité stockée des TTFA est passée de 95 à 15 % du volume total entre 2009 et 2015. Le seuil de libération et les pratiques reposent sur les directives de l'AIEA (Directive IAEA RSG 1.7) et de l'Union européenne (EC Radiation Protection 122). Le Royaume Uni va tenir compte des nouvelles directives de l'Union Européenne (EU BSS).

Le problème de la libération des TFA est important (10th International Symposium on Release of radioactive materials, Provisions for Clearance and exemption, November 2017, Berlin).

Concernant les FAVL le PNGMR 2016-2018 demande :

A l'Andra :

- pour 2018, de définir les exigences de sûreté d'un stockage des FAVL, et de remettre une présentation de la méthodologie de recherche d'un deuxième site de stockage FAVL sur ou près des INB/INBS (article 41) ;
- pour 2019 l'esquisse d'une installation de stockage et de remettre le schéma industriel de la gestion des déchets FAVL incluant : inventaires de référence (avec prise en compte de déchets de l'inventaire de réserve), sites possibles (CCS et autre site) (article 40) ;
- pour 2021 de remettre le DOS d'un avant-projet d'une installation de stockage des FAVL (article 37). Il sera précédé de rapports préliminaires pour 2018 et 2019 (article 35 et 36) et le l'inventaire des capacités d'entreposage (article 42).

A Areva :

- pour 2019 de fixer le destin des déchets FAVL de Malvésj ;
- pour 2020 d'établir un rapport sur le stockage des déchets d'Ecrin (article 63).

Concernant les TFA le PNGMR 2016-2018 demande pour 2020 :

- Au CEA et à EDF, une étude de stockages des TFA *in situ* plutôt que leur envoi au Cires (article 26) ;
- A l'Andra et aux producteurs de déchets, le schéma industriel global de la gestion des déchets TFA (article 31) ;
- Aux producteurs de déchets leurs prévisions de production de déchets compte tenu de toutes les possibilités d'en réduire la production (article 20 et 21).

Dans ce contexte la valorisation des aciers de GB1 d'Areva (136 000 t), des GV EDF (80 000 t) et d'autres aciers, par fusion décontaminante, reste d'actualité. EDF et Areva envisagent de déposer en 2018 auprès de l'ASN un DOS niveau APS pour un démonstrateur incluant la gestion des déchets secondaires et projettent la réalisation du démonstrateur en 2027. La R&D porte sur la qualification du procédé (programme Profusion) : fusion directe avec mise à nuance. Ils conduisent en parallèle plusieurs études : marchés de l'acier pour le secteur nucléaire et pour le secteur conventionnel, possible décalage du démantèlement de GB1, traçabilité de l'acier obtenu. Socodei a été choisi pour l'étude de la réalisation du démonstrateur au niveau APS et pour les filières de recyclage. Deux autres programmes de recyclage sont en cours Cyber pour des bétons TFA et Orcade pour des matériaux polymères. L'Andra a étudié la valorisation des gravats TFA à hauteur de quelques milliers de m³/an pour comblement des vides sur le Cires. Il n'y a pas d'impossibilité technique, même si les mesures de radioprotection sont contraignantes, mais l'intérêt au plan économique n'est pas démontré. La valorisation du plomb de la Hague est effective (contrat avec Studsvick).

Le PNGMR 2016-2018 demande :

A propos des FAVL :

- à EDF et au CEA de poursuivre la R&D de caractérisation, de traitement des graphites FAVL, et de préciser leurs inventaires avant 2019 (article 39). Pour 2019, de produire le DOS au niveau APS d'une installation de traitement des graphites (article 37 et 38) ;

A propos des TFA :

- à Areva et EDF de définir pour 2018 les options techniques et de sûreté d'une installation de traitement des lots de TFA métalliques (niveau APS) et de fournir les filières associées de valorisation assorties du dossier de demande de dérogation (article 24) ;
- Aux producteurs de déchets et Socodéi de définir pour 2018 la faisabilité de fusion des déchets métalliques TFA (article 28) ;
- A l'Andra de déployer pour 2018 une filière de valorisation des gravats TFA dans le Cires (article 22 et 23).

ANNEXE XV : RECHERCHE FONDAMENTALE

Il ne saurait être question ici d'analyser la totalité de la recherche fondamentale qui a des impacts sur l'aval du cycle électronucléaire. Dans cette annexe la Commission présente et évalue des recherches développées dans le programme Needs et par quelques acteurs nationaux, dont elle a eu connaissance cette année.

CNRS – NEEDS

La Commission évalue les recherches conduites dans Needs depuis que cette structure a été mise en place début 2014 (rapports n° 8, 9 et 10). Needs est piloté par le CNRS (IN2P3 et INC) en association avec les grands acteurs du nucléaire (Andra, Areva, CEA, EDF) et d'autres organismes BRGM et IRSN. L'objectif est de mobiliser une communauté nationale de chercheurs dans 7 Projets Fédérateurs (PF) couvrant les grandes questions scientifiques liées à l'énergie nucléaire. Les projets de recherche répondent à des appels d'offres. Certains appels sont ciblés pour conduire à la structuration de thématiques prioritaires. Le plus souvent, plusieurs laboratoires des organismes partenaires sont impliqués dans les différents WP (Working Packages).

Needs a présenté à la Commission plusieurs projets structurants au sein de trois PF.

a) PF systèmes nucléaires

Le projet structurant NACRE matériaux concerne l'acquisition de données nucléaires manquantes ou imprécises (section efficace de réactions nucléaires induites par neutrons pour les systèmes U/Pu et Th/U, caractéristique des produits de fission). Ces données sont cruciales pour la simulation des réacteurs (notamment de GenIV). NACRE regroupe expérimentateurs, théoriciens et évaluateurs impliqués par ailleurs dans l'élaboration des bases de données européennes ou mondiales. Par exemple, la section efficace de diffusion élastique des neutrons sur ^{238}U qui est un processus majeur dans le cœur des réacteurs n'est connue qu'à 10 % près). Elle est en cours de réévaluation par une nouvelle approche (expérience à Geel sur la source de neutrons Gelina).

b) PF traitement conditionnement des déchets

Le projet structurant NMC (Nouvelles Matrices de Confinement) concerne les déchets anciens contenant des métaux réactifs (Mg et Al). Le principe de ces matrices est de placer les métaux réactifs dans leur domaine de passivité (pH de la matrice dans le domaine de passivité du métal, formation d'une couche protectrice). Les recherches précédentes ont abouti à la formulation de liants cimentaires (aluminosilicate de sodium dopé au fluor pour Mg- dit MgO- et de ciment phosphato-magnésien dopé au lithium pour Al), qui permettent de réduire la vitesse production d'hydrogène dans les colis à moins de 1 L/m²/an. Le projet NMC porte sur les mécanismes d'interaction de Mg et Al et des autres composants des déchets en présence de l'eau porale des matériaux (passivation, couche de corrosion, effets galvaniques, inhibiteurs) et sur les évolutions chimiques, micro et macro structurales des matrices.

c) PF MIPOR

L'enjeu de ce PF est d'améliorer la connaissance du comportement THMCG des milieux poreux (argileux et cimentaires) impliqués dans le stockage géologique : dans les matériaux argileux utilisés en tant qu'ouvrages de fermeture et de couvertures ; et dans les matériaux cimentaires, bétons et mortiers, constitutifs des colis et des ouvrages, en allant du micro au macroscopique. Le sigle THMCG est pour comportement des milieux sous sollicitations Thermique, Hydraulique, Mécanique, Chimique et sous pression des Gaz. Les nombreux projets de MIPOR ont déjà apportés des résultats nouveaux au niveau micrométrique sur l'imagerie numérique haute résolution de l'espace poral, les phénomènes THM et le comportement des gaz. Quatre projets structurants démarrent dont un sur les processus de diffusion.

a) Andra et ANR

L'Andra a lancé deux appels d'offres (2014 et 2015) en utilisant la structure de l'ANR pour initier des solutions innovantes dans la gestion des déchets TFA. Le premier appel d'offres a permis de sélectionner 4 projets (Profusion, Cyber, Orcade et Valofusion) dans la thématique « Recyclage et Valorisation » ; le second appel d'offres a retenu 4 projets dans la thématique « Traitement et Conditionnement » et 3 projets dans celle de « Mesures et contrôles ». Tous ces projets sont multipartenaires. Les appels d'offres sont soutenus par des crédits du programme PIA dont seulement 10 % vont à la recherche fondamentale. Il existe quelques complémentarités entre des projets retenus par l'ANR et des projets de Needs comme par exemple le projet Needs NMC et des projets de la thématique « Traitement et Conditionnement » de l'ANR. L'Andra souhaite maintenir la dynamique créée par ces deux premiers appels et conforter la synergie entre les recherches soutenues par différentes sources de financement.

b) CEA

Le CEA poursuit la recherche sur les propriétés des verres nucléaires. Il a présenté à la Commission les résultats de deux études de comportement à long terme.

La première concerne les caractéristiques de verres très fortement irradiés par diverses particules pour simuler les caractéristiques des matrices vitreuses des colis HA quand ils auront reçu par auto irradiation une dose correspondant à 10^{19} désintégrations alpha/g (dans quelque 100 000 ans). Cette dose (énergie déposée par cm^3 par exemple) provient des noyaux de recul et des particules alpha. Dans les études d'irradiation externe les noyaux de recul sont simulés par des ions lourds accélérés (Kr, Au, Li) et pour l'irradiation interne on utilise la désintégration alpha de ^{244}Cm . Quelle que soit l'origine de la dose l'ensemble des résultats montre que les propriétés macroscopiques (densité, mécaniques, durabilité des verres se stabilisent au delà de 4.10^{18} alpha/g. Le verre atteint alors une nouvelle structure désordonnée due à la modification des ordres à courte distance des atomes de bore et d'oxygène (augmentation de clusters BO3 mesurée par RMN de ^{11}B et Raman). L'irradiation par double faisceau Au et He^{2+} couplée à la dynamique moléculaire des effets balistiques dans un verre, montrent que cet état résulte du recuit des dégâts provoqués par les noyaux de recul par l'énergie apportée par les particules alpha. Le coefficient de diffusion des atomes d'hélium est inchangé et ils s'insèrent dans les lacunes sans jamais former de bulles ni de dommage mécanique.

La seconde étude concerne l'altération du verre en présence d'eaux de diverses compositions en éléments (Ca, Mg, K, Cs, Fe,) pour simuler l'eau provenant du Cox. Elle apporte des résultats complémentaires

- d'une part, sur les variations couplées de V_0 en fonction du pH et des teneurs en éléments présents dans l'eau et,
- d'autre part, sur la nature des 3 couches d'altération qui imposent les autres cinétiques de lixiviation ($V_{\text{résiduel}}$, V_r). La première couche, près du verre, est passivante et limite la diffusion de l'eau, la seconde est poreuse et la troisième est formée de phases secondaires silicatées. L'intégration des éléments du champ proche dans les couches d'altération les modifie et influe sur V_r . La reprise d'une altération rapide aux pH élevés est favorisée par la présence de zéolithe et conduit à une déstabilisation de la couche passivante. Enfin l'irradiation augmente la lixiviation des verres.

Ces études se poursuivent pour mieux comprendre la structure et la formation des couches d'altération.

Le CEA a également présenté à la Commission le bilan de ses recherches dans le domaine de la migration des radionucléides qui visent à comprendre et à prévoir le transport des radionucléides à travers la géosphère, en appui à la démonstration de la sûreté d'un stockage géologique. D'innombrables études ont été et sont conduites dans des collaborations sur des programmes élaborés en commun par tous les organismes de recherche et acteurs du nucléaire. L'approche suivie par le CEA est classique. Elle passe par la spéciation des radionucléides en solution, leur

interaction avec les surfaces et leur transport dans l'eau. Le CEA a établi et validé des modèles de migration prédictifs pour des milieux argileux complexes. Toutes les échelles spatiales sont concernées.

Le CEA a un important programme en toxicologie nucléaire, trop vaste pour être évalué par la Commission. Il vise à comprendre comment les substances radioactives, ou non radioactives mais chimiotoxiques, interagissent avec les constituants des cellules au niveau moléculaire (microorganismes comme les bactéries et les micro algues, plantes, homme). Dans le prolongement de cet objectif le programme aborde des domaines comme la remédiation des sols contaminés, la décorporation des toxiques par chélation (molécules inorganiques ou peptides) et l'étude des biomarqueurs en réponse au stress provoqué par le toxique. Une large communauté pluridisciplinaire venant du CEA (DRF, DEN, ICSM, ...) et de tous les organismes français impliqués en radioprotection ou toxicologie participe à ce programme. Le CEA a présenté à la Commission des résultats concernant l'uranium.

c) Groupe de Radiochimie de Subatech, Chaire Stockage et entreposage des déchets radioactifs, Fondation Européenne pour les énergies de demain, EDF

Un important programme de modélisation des interactions d'ions et de molécules organiques avec les argiles, les argilites du Cox et les matériaux cimentaires a été lancé en 2010. Il s'intéresse à la sorption et à la mobilité de ces entités ainsi qu'à celles de l'eau. Les calculs de dynamique moléculaire classique sont conduits avec un modèle semi empirique ClayFF qui demande de connaître les charges partielles portés par les atomes. Ces dernières sont calculées directement par la mécanique quantique (DFT dans l'approximation GGA). La modélisation peut éclairer les rôles des surfaces basales, des bords et des couches d'intercalations des cristaux sur la sorption/mobilité des ions. Les cristaux d'illite et de smectite ainsi que de silicoaluminates de structures plus compliquées (simulant le Cox) ont été examinés pour Cs^+ , K^+ , et d'autres ions multichargés M^{2+} . De nombreux résultats ont été obtenus et la modélisation sur les cristaux composant les ciments est en cours. Ces études très théoriques sont conduites simultanément avec des expériences macroscopiques réalisées au sein du même laboratoire sur les mêmes minéraux et éléments. C'est un intérêt majeur de l'approche.

d) IRSN

Le Groupe Risques Environnementaux (GRE - 7 laboratoires) du Pôle Radioprotection de l'IRSN conduit des recherches pour l'évaluation du risque radiologique pour l'homme et l'environnement pour toute situation d'exposition (chronique, accidentelle) et développe également un programme pour la gestion des sols contaminés. L'amélioration des connaissances des mécanismes de transferts de la radioactivité dans la biosphère sous-tend donc ces activités.

Des moyens expérimentaux ont été implantés sur plusieurs sites contaminés par des accidents nucléaires ou placés sous surveillance radiologique. L'IRSN recueille des données des réseaux d'observation de l'environnement français, participe aux programmes européens (AMORAD/CONTYL/CYCL, ..) et collabore avec les exploitants et les acteurs de la recherche dans le domaine. Le GRE a récemment établi des modèles de transferts opérationnels du Cs entre les sols /sédiments et les plantes. Ils sont fondés sur une approche thermodynamique classique d'échanges de Cs entre des sites spécifiques de la phase solide et la phase liquide ; ils tiennent compte des cinétiques d'échanges de la fraction labile.

e) Andra OPE

L'Andra a mis en place dès 2009 un Observatoire Pérenne de l'Environnement (OPE) autour de Cigéo afin d'établir un état initial de l'environnement avant toute construction des installations puis de suivre l'évolution de cet environnement sur la durée d'exploitation.

Le but est de créer une Banque de données environnementales (écothèque) et d'intégrer l'OPE dans les réseaux d'observation nationaux (SOERE, IR) et internationaux (ERIC).

Ce dispositif sera un élément majeur pour les études fondamentales futures concernant l'impact de Cigéo.

Les ressources humaines de la recherche nationale

La Commission confirme que la qualité de la recherche et son adéquation à la loi sont excellentes. Les ressources humaines qui y sont affectées sont, toutefois, en diminution tant au CEA que dans le monde académique. La Commission rappelle que la recherche fondamentale en amont de la R&D est indispensable pour asseoir la connaissance scientifique sur laquelle est fondée la stratégie française de gestion des matières et déchets radioactifs. Les enjeux qu'elle sous-tend nécessitent un effort conséquent de recherche fondamentale.

La radiochimie académique rattachée au CNRS et aux universités c'est-à-dire hors CEA a récemment fait l'objet d'une étude.

Aujourd'hui six unités sont rattachées à l'IN2P3 (23 chercheurs et 20 enseignants chercheurs) et 7 unités le sont à l'INC (18 chercheurs et 39 enseignants chercheurs).

Environ 60 % des activités concernent les thématiques de la physico-chimie du cycle du combustible (amont et aval, stockage des déchets, environnement et impact sur le vivant) et 40 % concernent les matériaux du nucléaire. Quelques chercheurs travaillent également dans le domaine de la santé avec un accent particulier sur la synthèse et l'élaboration de nouveaux radio-pharmaceutiques.

Les laboratoires, hors CEA, dans lesquels il est possible de travailler sur la matière significativement radioactive ou d'utiliser des moyens d'irradiation sont devenus rares (Subatech à Nantes, IPNO à Orsay,...). A cela s'ajoute une dizaine de laboratoires du CNRS qui entretiennent des partenariats ponctuels avec les acteurs du nucléaire (sans mettre en jeu de radioactivité). Au total le potentiel recherche fondamentale hors CEA pour la loi de 2006 est faible et dispersé dans une douzaine de laboratoires.

Néanmoins, la recherche conduite par cette communauté est cohérente : elle participe aux éléments fédérateurs ciblés, européens (comme JOPRAD) ou nationaux (comme Needs, GDR, Labex, Colloques bisannuels, Groupe Chimie sous rayonnements et Radiochimie de la SCF, ..). Cette participation lui donne de la visibilité et lui permet de trouver une grande partie du financement de ses projets. C'est une situation aujourd'hui classique pour toute la recherche fondamentale mais elle est pénalisée par des contraintes supplémentaires : les appels d'offres ciblés « énergie nucléaire » sont rares ; quant aux appels blancs, ils écartent systématiquement les projets en lien avec l'énergie nucléaire.

Il existe aujourd'hui deux formations Universitaires : Master Nuclear Energy (Paris Sud) et Master Chimie Séparative, Matériaux et Procédés (Montpellier) auxquelles participent l'INSTN et des écoles de chimie (Chimie ParisTech et ENS Chimie Montpellier. Le CEA participe largement à ces enseignements et l'INSTN propose des formations propres (Génie atomique, Formations courtes). Toutefois, l'incertitude sur l'avenir du nucléaire entraîne une certaine désaffection des étudiants pour les enseignements « nucléaires » ce qui fragilise ces enseignements.

Les étroites collaborations entre les équipes du CEA et le monde académique dynamisent une recherche de haut niveau encore compétitive à l'internationale. Toutefois, il reste à en assurer la pérennité.

ANNEXE XVI :

CADRE INTERNATIONAL ET SOURCES À NEUTRONS RAPIDES

Le cadre international

La gestion du cycle du combustible, et par extension les E&R associées, se situent dans un cadre légal à la fois national et international.

Pour mémoire, le cadre international est constitué principalement :

- du Traité Euratom, Article 37 (1957) qui oblige chaque État membre de fournir à la Commission [européenne] les données générales de tout projet de rejet d'effluents radioactifs ;
- de la Convention d'Espoo (1991) sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement (EIE) dans un contexte transfrontalier ;
- de la Convention internationale OSPAR (1992) sur la prévention de la pollution marine ;
- de la Convention sur la sûreté nucléaire (1994), afin d'atteindre et de maintenir un haut niveau de sûreté nucléaire ;
- de la Directive CE/97/11 (1997) concernant l'évaluation des incidences de certains projets publics et privés sur l'environnement ;
- de la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs (1997) ;
- de la Convention d'Åarhus (1998) qui règle la participation du public aux processus décisionnels et l'accès à la justice en matière d'environnement ;
- de la directive 2011/70/Euratom sur la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs ;
- de la directive 2013/59/Euratom fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire contre les dangers résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants.

109

Les directives et conventions ont pour la plupart été transposées dans les législations nationales. La directive 2013/59/Euratom doit être transposée en droit français avant le 6 février 2018.

Sources d'irradiation à spectre rapide

Il n'y a pas d'éléments majeurs nouveaux.

Pour mémoire :

a) Allemagne

Le réacteur FRM II à Garching (2004 - ...), 20 MWth, permet d'irradier en spectre rapide.

b) Belgique

Le réacteur de recherche BR2 (1963-2026-2036?), 120 MWth, permet d'irradier de petits (diamètre 1,5 à 3 cm x h=80 cm) échantillons en spectre de neutrons rapides.

c) Chine

Le réacteur de recherche CEFR de 65 MWth (20 MWe) refroidi au sodium a été mis en service en juillet 2010. Depuis il a été arrêté pendant de longues périodes. En décembre 2014, le CEFR a fonctionné pendant trois jours à plein régime.

d) Etats-Unis

Les Etats-Unis n'ont pas de sources à spectre rapide disponibles.

e) France

Depuis l'arrêt de Phénix, il n'y a plus de réacteur à spectre rapide en France. Le réacteur de recherche Jules Horowitz, en construction, permettra d'irradier un faible volume à haut flux en spectre rapide. Sa mise en service est prévue en 2022.

f) Inde

Depuis 1985, l'Inde dispose à Kalpakkam du FBTR, Fast Breeder Test Reactor, de 40 MWth. Le Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) de 500 MWe y est dans la phase finale de construction. L'un des objectifs est d'étudier le cycle du thorium.

g) Japon

Le Japan Atomic Energy Agency, JAEA, espère redémarrer le réacteur Jōyō en 2021. Suite à des incidents et aux conséquences de l'accident de Fukushima, le Gouvernement a décidé d'arrêter définitivement le projet Monju.

h) Pays-Bas

Le HFR (1961-2024) à Petten permet des irradiations limitées et de très petits volumes en spectre rapide.

i) Russie

Le Bor-60 (1969-2020) de 60 MWth est un réacteur de recherche refroidi au sodium. Les caractéristiques du réacteur de puissance à spectre rapide BN-600 (600 MWe) conviendraient pour qualifier du combustible pour RNR.

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Membres de la Commission Nationale d'Évaluation :

Jean-Claude DUPLESSY
Anna CRETI
Frank DECONINCK
Pierre DEMEULENAERE
Robert GUILLAUMONT
Vincent LAGNEAU
Maurice LAURENT
Emmanuel LEDOUX*
Mickaële LE RAVALEC
Maurice LEROY
José-Luis MARTINEZ
Gilles PIJAUDIER-CABOT
Claes THEGERSTRÖM

Secrétaire général & Conseiller scientifique :

Stanislas POMMERET

Président honoraire :

Bernard TISSOT

Secrétariat administratif :

Véronique ADA-FAUCHEUX
Florence LEDOUX

* Expert invité

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

Président : **Jean-Claude DUPLESSY**

Vice-Présidents : **Maurice LEROY & Gilles PIJAUDIER-CABOT**

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

Secrétariat administratif : **Véronique ADA-FAUCHEUX & 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