RÉPUBLIQUE
FRANÇAISE
Liberté
Égalité
Fraternité

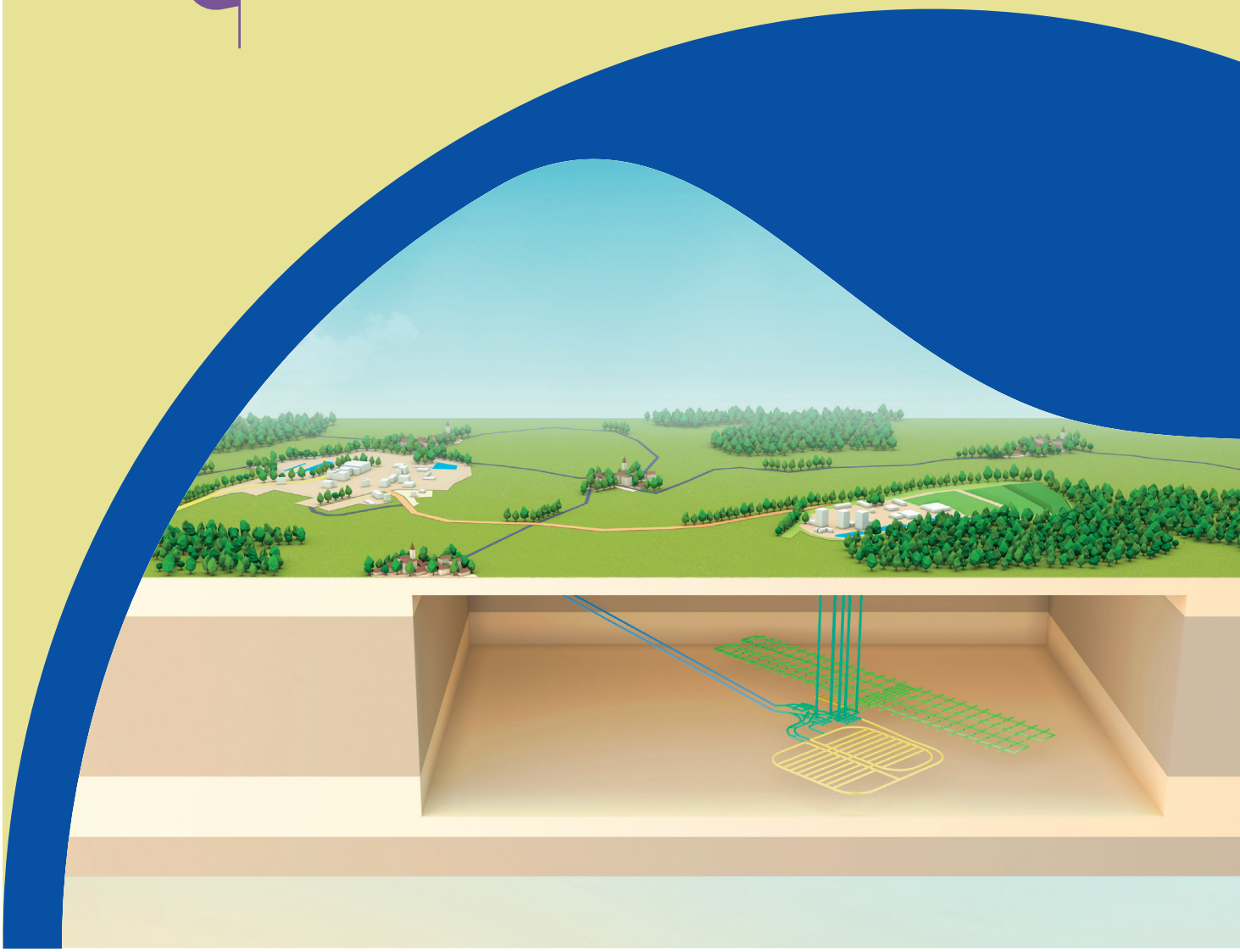
ANDRA

2026

DOSSIER D'AUTORISATION DE CRÉATION DE L'INSTALLATION NUCLÉAIRE DE BASE (INB) CIGÉO

PIÈCE 8

Étude de maîtrise des risques



MISE À JOUR DU DOSSIER D'AUTORISATION DE CRÉATION POUR ENQUÊTE PUBLIQUE

À la suite de l'instruction technique par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection et des consultations réglementaires, et avant son passage en enquête publique, des mises à jour ont été apportées par l'Andra dans certaines pièces du dossier (déposé initialement le 16 janvier 2023).

Pour la clarté de l'information, l'Andra assure la traçabilité de ces mises à jour via les moyens suivants :

- des barres grises en marge du texte pour tracer les modifications ou ajouts en amont des consultations réglementaires ;
- un surlignage gris pour tracer les modifications ou ajouts depuis les consultations réglementaires ;
- des tableaux de traçabilité de ces mises à jour.

Les corrections mineures (orthographiques, de forme ou d'imprécision) ne sont pas matérialisées.

Sommaire

1. Le contexte et les objectifs 7

1.1 L'objet, le périmètre et la structure de l'étude de maîtrise des risques 8

1.2 L'étude de maîtrise des risques résulte de boucles d'itérations connaissances/conception/sûreté menées depuis 1991 13

1.3 Les déchets à stocker dans l'INB Cigéo 16

1.3.1 La dangerosité des déchets radioactifs HA et MA-VL 16

1.3.2 L'inventaire des déchets 18

1.4 Le choix du stockage en couche géologique profonde des déchets radioactifs 23

1.4.1 La raison d'être du stockage en couche géologique profonde 23

1.4.2 Les grands principes et bénéfices du stockage en couche géologique profonde 24

1.4.3 Une conception maîtrisée vis-à-vis des objectifs de protection sur le long terme 25

2. L'INB Cigéo 27

2.1 La présentation synthétique 28

2.1.1 Le centre de stockage 28

2.1.2 Le périmètre de l'INB Cigéo à l'intérieur du centre de stockage 30

2.1.3 L'implantation et les principales installations de l'INB 32

2.1.4 Les phases temporelles de l'INB Cigéo 35

2.2 L'installation nucléaire en zone descenderie 37

2.3 Les ouvrages souterrains 38

2.3.1 L'organisation des ouvrages souterrains 38

2.3.2 Les quartiers de stockage 40

2.4 L'installation nucléaire en zone puits 42

2.5 Les principales opérations 42

2.6 Le système de stockage après fermeture 45

3. La démarche générale de sûreté 47

3.1 Une démarche qui vise l'objectif de protection à long terme après fermeture tout en maîtrisant les risques pendant la phase de fonctionnement 48

3.2 Une démarche encadrée par la réglementation et cohérente avec les pratiques nationales et internationales 50

3.2.1 Un cadre réglementaire et des guides 50

3.2.2 Les pratiques au niveau national 51

3.2.3 Les pratiques internationales 52

3.3 Des fonctions de sûreté à satisfaire 53

3.3.1 Les fonctions de sûreté pendant la phase après fermeture à long terme 53

3.3.2 Les fonctions de sûreté pendant la phase de fonctionnement 55

3.4 Une démonstration de sûreté qui s'appuie sur un socle de connaissances 56

3.4.1 La connaissance des colis de déchets 56

3.4.2 La connaissance du site d'implantation et de la couche du Callovo-Oxfordien 57

3.4.3 La connaissance de l'évolution phénoménologique du système de stockage après sa fermeture 63
3.5 Mise en œuvre des principes et fonctions de sûreté dans la conception 64
3.5.1 L'application du principe de défense en profondeur 64
3.5.2 Des choix de conception qui répondent à des principes directeurs 65
3.6 Une démonstration de sûreté qui s'appuie sur deux analyses de risques 82

4. La maîtrise des risques après fermeture 85
4.1 La démarche générale 86
4.1.1 Une démarche encadrée par le guide de sûreté n° 1 de l'ASN et cohérente avec les pratiques internationales 86
4.1.2 Les objectifs de protection et les scénarios de sûreté après fermeture 88
4.1.3 L'analyse des risques et incertitudes résiduelles et les scénarios 92
4.1.4 L'évaluation des conséquences (traitement quantitatif des scénarios après fermeture) 97
4.2 Une base de connaissances méthodologiques, scientifiques et technologiques 107
4.2.1 L'apport des échanges relatifs aux démarches et méthodologies d'évaluation de la sûreté après fermeture 108
4.2.2 La caractérisation fine du milieu géologique, notamment la couche du Callovo-Oxfordien, et l'apport du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne de l'Andra 109
4.2.3 Les apports des autres projets de stockage en formation géologique dans le monde 112
4.3 L'inventaire des risques après fermeture 113
4.3.1 Les risques internes au système de stockage 113
4.3.2 Les risques liés à des aléas et activités d'origine externe limités par des dispositions de conception 114
4.3.3 Les incertitudes résiduelles de connaissance des données d'entrée 116
4.3.4 Les incertitudes résiduelles « technologiques » 118
4.3.5 Les incertitudes résiduelles de connaissance portant sur l'évolution physico-chimique du système de stockage 120
4.3.6 Les incertitudes résiduelles de connaissance sur l'évolution à long terme du milieu géologique environnant 125
4.3.7 Les scénarios retenus pour l'évaluation de sûreté après fermeture 128
4.4 Les évaluations quantitatives des scénarios de sûreté après fermeture 133
4.4.1 Les résultats des évaluations de la situation de référence de l'évolution normale de l'installation de stockage soulignant des incidences très faibles 135
4.4.2 Les résultats des évaluations des autres situations et scénarios soulignant la robustesse du stockage 137
4.4.3 Les enseignements 140
4.5 Les dispositions de surveillance de l'installation souterraine mises en place dès la construction initiale en vue de la protection à long terme après la fermeture 150
4.6 Les dispositions mises en place pour le maintien de la mémoire du stockage après fermeture 151

5. La maîtrise des risques en exploitation 153
5.1 La démarche générale 154
5.1.1 Une démarche similaire aux autres INB 154
5.1.2 Les objectifs et principes 154
5.1.3 La méthodologie pour la démonstration de sûreté en exploitation 158

5.2 L'analyse des retours d'expériences d'installations analogues 166
5.2.1 Le retour d'expérience tiré des accidents étrangers - WIPP et Asse 166
5.2.2 Le retour d'expérience tirés de Stocamine (France) 167
5.2.3 Le retour d'expérience tirés des accidents lors du creusement progressif du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne 168
5.2.4 Le retour d'expérience tiré de l'accident de Fukushima-Daiichi (Japon) 169
5.2.5 Les retours d'expérience tirés de la conception d'autres installations similaires 169
5.3 L'inventaire des risques que présente l'installation et les dispositions envisagées pour leur maîtrise 170
5.3.1 Le panorama des risques en exploitation 170
5.3.2 Les risques internes nucléaires 171
5.3.3 Les risques liés aux agressions internes 185
5.3.4 Les risques liés aux agressions externes 214
5.3.5 Les risques liés aux opérations de construction 227
5.3.6 Les risques liés à la coactivité 229
5.3.7 Les risques liés aux facteurs organisationnels et humains 230
5.4 L'analyse des conséquences des accidents éventuels pour les personnes et l'environnement 231
5.4.1 L'identification des situations accidentelles liées à la phase de fonctionnement 231
5.4.2 La présentation des situations accidentelles liées à l'exploitation de l'INB Cigéo 234
5.4.3 La synthèse des situations accidentelles en exploitation 246
5.4.4 L'identification et la présentation des situations accidentelles liées à la phase de construction 247
5.5 La présentation synthétique des systèmes de surveillance, des moyens de secours et de gestion accidentelle 248
5.5.1 Les systèmes de surveillance supports à la sûreté en exploitation 248
5.5.2 Les moyens de secours et de gestion accidentelle 250

6. Les dispositions prévues pour assurer le caractère réversible du stockage 255
6.1 Contexte 256
6.2 La progressivité 257
6.2.1 Le plan directeur d'exploitation propose la feuille de route du déploiement prévisionnel jusqu'à terminaison 257
6.2.2 La progressivité facilite l'amélioration continue 258
6.2.3 Les dispositions retenues dès la conception initiale pour faciliter le développement progressif 259
6.2.4 Un plan de développement en vue des constructions et mises en service successives 261
6.3 La flexibilité 263
6.3.1 Les différentes évolutions couvertes par la flexibilité 263
6.3.2 Les dispositions retenues dès la conception 263
6.3.3 Le cas spécifique des colis de déchets bitumés 264
6.4 L'adaptabilité 267
6.4.1 Des études d'adaptabilités menées dès la conception initiale 267
6.4.2 Les dispositions conservatoires 268
6.4.3 L'impact potentiel sur la démonstration de sûreté 271
6.5 La récupérabilité 272
6.5.1 Les scénarios de retrait 273

6.5.2 Les dispositions conservatoires 274

Annexes 279

Annexe 1 Depuis 1991 - des objectifs visés à chaque itération connaissances/conception/sûreté 280

1.1 La loi de 1991 : le début des itérations 280

1.2 Des itérations regroupées en trois grandes phases de jalonnement vers la demande d'autorisation de création 282

1.2.1 Première phase de jalonnement encadrée par la loi de 1991 282

1.2.2 Seconde phase de jalonnement encadrée par la loi du 28 juin 2006 : préparer la demande d'autorisation de création 283

1.2.3 Troisième phase de jalonnement : vers la demande d'autorisation de création 283

1.3 Asseoir les fondamentaux de la démonstration de sûreté en particulier après fermeture 283

1.4 Préparer le dossier de faisabilité du stockage à l'issue de 15 ans de recherches dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 286

1.5 Soumettre le dossier de faisabilité de 2005 287

1.6 Proposer le choix du site d'implantation des futures installations et de la zone de reconnaissance approfondie de la couche de Callovo-Oxfordien 289

1.7 Accompagner le développement progressif de la conception de l'INB Cigéo en vue de la demande d'autorisation de création 291

1.8 Soumettre le dossier d'options de sûreté (DOS) - une étape clé qui a permis la demande d'autorisation de création 292

1.9 Soumettre le dossier d'autorisation de création de l'INB Cigéo - une étape clé pour le démarrage de la phase de construction initiale de l'INB avant sa mise en service 294

1.10 Les itérations de sûreté ultérieures : la mise en service puis les réexamens périodiques 295

1.11 Faire des optimisations technico-économiques sans dégrader le niveau de sûreté 296

Tableau de traçabilité des principales évolutions 297

Tables des illustrations 303

Références bibliographiques 309

1

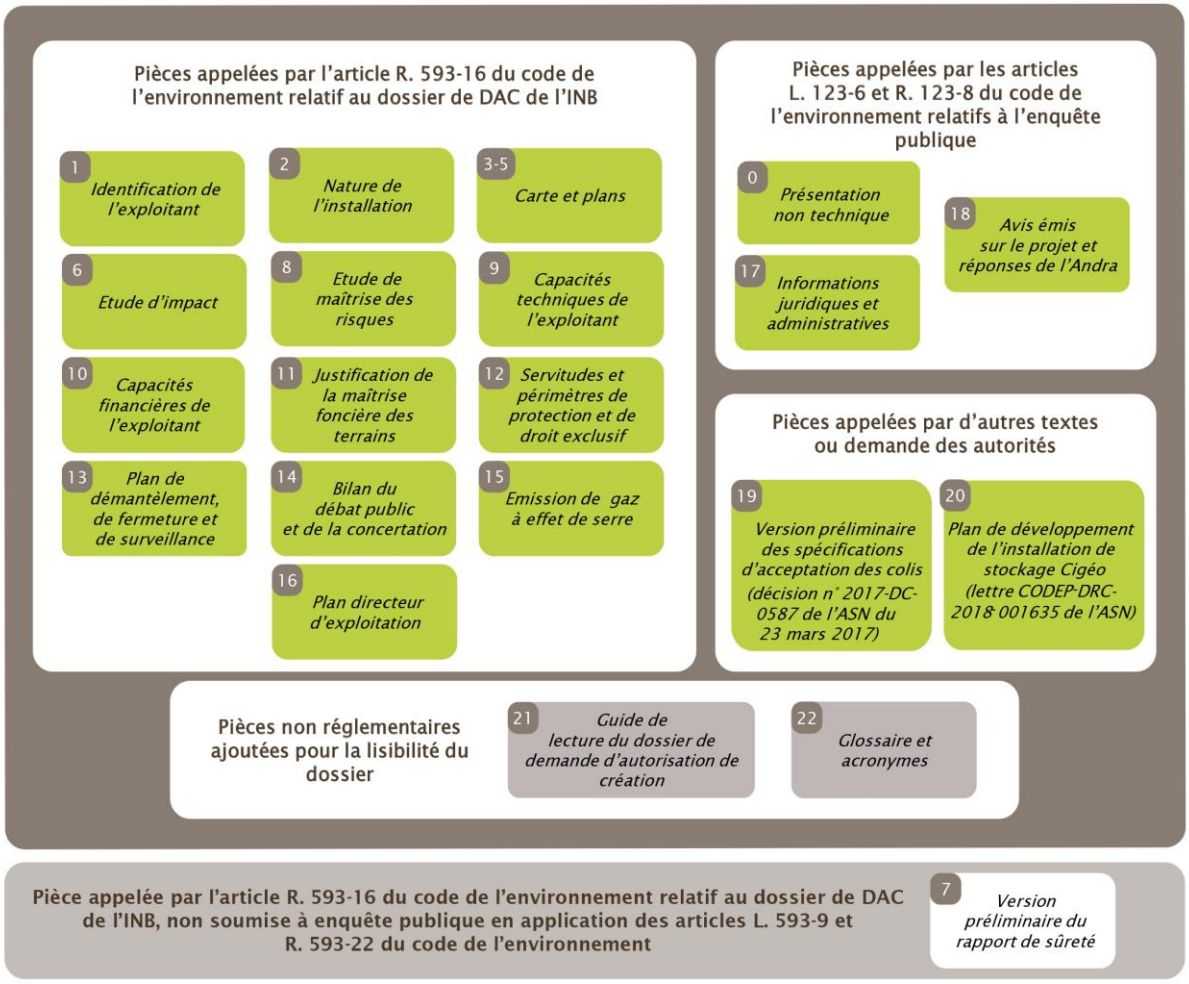
Le contexte et les objectifs

1.1 L'objet, le périmètre et la structure de l'étude de maîtrise des risques 8
1.2 L'étude de maîtrise des risques résulte de boucles d'itérations connaissances/conception/sûreté menées depuis 1991 13
1.3 Les déchets à stocker dans l'INB Cigéo 16
1.4 Le choix du stockage en couche géologique profonde des déchets radioactifs 23

1.1 L'objet, le périmètre et la structure de l'étude de maîtrise des risques

La présente étude de maîtrise des risques a pour fondement l'article R. 593-16 I 8° du code de l'environnement et son contenu est régi par l'article R. 593-19.

Elle constitue une pièce du dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo tel que présentée dans la figure ci-après.



CG-TE-D-MGE-AMOA-PU0-0000-21-0021-G

Figure 1-1 Contenu du dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo

QU'EST-CE QU'UNE ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES ?

L'étude de maîtrise des risques constitue une des pièces du dossier de demande d'autorisation de création (DAC) de toute installation nucléaire de base (INB).

Sous une forme synthétique, elle expose l'inventaire des risques identifiés, l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et des mesures propres à limiter la probabilité des accidents et leurs effets. Son contenu est en relation avec l'importance des dangers présentés par l'installation et de leurs effets prévisibles, en cas de sinistre, sur les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement : la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.

Elle est rédigée afin d'être aussi accessible que possible au plus grand nombre, notamment lors des consultations locales ou de la future enquête publique envisagée à la fin de l'instruction du dossier de demande d'autorisation de création (DAC).

L'étude de maîtrise des risques a pour objet de justifier *« que le projet permet d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation, un niveau de risque aussi bas que raisonnablement possible dans des conditions économiquement acceptables »* (article R. 593-19 du code de l'environnement).

Comme indiqué en figure 1-1, la présente étude de maîtrise des risques constitue la pièce 8 du présent dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo.

Elle porte en particulier sur les installations et ouvrages nucléaires et les équipements nécessaires à au fonctionnement de l'INB, situés en surface et en souterrain.

QU'EST-CE QU'UNE INB ?

Les installations nucléaires de base (INB) sont des installations qui, de par leur nature ou en raison de la quantité ou de l'activité des substances radioactives qu'elles contiennent, sont soumises à des dispositions particulières en vue de protéger les personnes et l'environnement.

S'agissant de l'INB Cigéo, l'étude de maîtrise des risques intègre par ailleurs les spécificités suivantes :

- une phase de long terme après fermeture, comme pour toute installation nucléaire de base consacrée au stockage de déchets radioactifs au sens de l'article L. 542-1-1 et en application de l'article R. 593 16 II du code de l'environnement ;
- une présentation des dispositions prévues pour assurer le caractère réversible[1] du stockage en couche géologique profonde ainsi que le prescrit l'article L. 542-10-1 en application de l'article R. 593-16 III, alinéa 3 du code de l'environnement.

Sa structure et son contenu sont donc adaptés à ces deux spécificités.

Le tableau ci-après présente la correspondance des chapitres du présent document avec l'article R. 593-19 en lien avec les spécificités de l'INB Cigéo mentionnées supra (article R. 593-16 II et III).

[1] Pour le stockage en couche géologique profonde, les quatre volets de la réversibilité en réponse au III de l'article 593-16 sont la progressivité, la flexibilité, l'adaptabilité et la récupérabilité.

Tableau 1-1 *Tableau de correspondance entre les exigences réglementaires des articles R-593-16 II et III et 19 du code de l'environnement et le sommaire de la présente EMR*

Contenu de l'EMR appelé par le code de l'environnement	Correspondance générale	Correspondance partie sûreté en construction et fonctionnement	Correspondance partie sûreté long terme après fermeture
Article R.593-16 II et III			
« II.- Pour les installations nucléaires de base consacrées au stockage de déchets radioactifs au sens de l'article L. 542-1-1, le document mentionné au 7° du I couvre également la phase de long terme après fermeture […].	Chapitres 1 à 3 visant à expliciter le contexte, l'INB Cigéo et ses spécificités, la démarche générale de sûreté avec ses spécificités Chapitre 4 relatif à la phase long terme après fermeture	/	/
III.- […] Le document mentionné au 8° du même I comprend une présentation des dispositions prévues pour assurer le caractère réversible du stockage ainsi que le prescrit l'article L. 542-10-1. »	Chapitre 6 relatif aux dispositions prévues pour assurer le caractère réversible du stockage	/	/
Article R.593-19			
« L'étude de maîtrise des risques mentionnée au 8° du I de l'article R. 593-16 présente, sous une forme appropriée pour accomplir les consultations locales mentionnées à l'article R. 593-21 et, le cas échéant, à l'article R. 593-22 ainsi que l'enquête publique prévue à l'article L. 593-8, l'inventaire des risques que présente l'installation projetée ainsi que l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et des mesures propres à limiter la probabilité des accidents et leurs effets tels qu'ils figurent dans la version préliminaire du rapport de sûreté. *Son contenu est en relation avec l'importance des dangers présentés par l'installation et de leurs effets prévisibles, en cas de sinistre, sur les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1.*	Tous les chapitres (voir détail ci-dessous)		

Contenu de l'EMR appelé par le code de l'environnement	Correspondance générale	Correspondance partie sûreté en construction et fonctionnement	Correspondance partie sûreté long terme après fermeture
À ce titre, l'étude de maîtrise des risques comprend :			
1° Un inventaire des risques que présente l'installation, d'origine tant interne qu'externe		Chapitre 5.3	Chapitre 4.3
2° Une analyse des retours d'expériences d'installations analogues		Chapitre 5.2	Chapitre 4.2
3° Une présentation des méthodes retenues pour l'analyse des risques		Chapitre 5.1	Chapitre 4.1
4° Une analyse des conséquences des accidents éventuels pour les personnes et l'environnement		Chapitre 5.4	Chapitre 4.4
5° Une présentation des dispositions envisagées pour la maîtrise des risques, comprenant la prévention des accidents et la limitation de leurs effets		Chapitre 5.3	Chapitre 4.3
6° Une présentation synthétique des systèmes de surveillance ainsi que des dispositifs et des moyens de secours		Chapitre 5.5	Chapitre 4.5 (après fermeture et à long terme, le stockage assure la protection de l'homme et l'environnement par des composants naturels et ouvragés sans nécessiter d'action humaine). Ce chapitre cible donc la surveillance des composants assurant des fonctions après fermeture présents dès la construction initiale
7° Un résumé non technique de l'étude destiné à faciliter la prise de connaissance par le public des informations qu'elle contient		Chapitre 7	Chapitre 7
L'étude de maîtrise des risques justifie que le projet permet d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation, un niveau de risque aussi bas que raisonnablement possible dans des conditions économiquement acceptables. »		Chapitre 5	Chapitre 4

Ainsi, l'étude de maîtrise des risques comprend une présentation de :

- l'INB Cigéo, rédigée de manière synthétique ; la « Pièce 2 - Nature de l'installation » du dossier de demande d'autorisation (1) également appelée par l'article R. 593-16 I 2° du code de l'environnement apportant les éléments de description plus détaillés de l'INB ;
- la démarche générale de sûreté en lien avec la spécificité de l'INB Cigéo et en particulier l'objectif fondamental de protection à long terme de l'homme et l'environnement ;
- la maîtrise des risques à long terme après fermeture (la structure et le contenu sont établis en cohérence avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2)) ;
- la maîtrise des risques en construction et en fonctionnement ;
- les dispositions prévues pour assurer le caractère réversible du stockage en réponse à l'article R. 593-16 III, alinéa 3 cité *supra*) ;
- l'étude de maîtrise des risques fait par ailleurs l'objet d'un résumé non-technique permettant une compréhension moins technique des points clés de cette étude et en particulier des spécificités de l'INB Cigéo.

1.2 L'étude de maîtrise des risques résulte de boucles d'itérations connaissances/conception/sûreté menées depuis 1991

La présente étude de maîtrise des risques s'appuie sur des acquis de connaissances scientifiques et technologiques, des développements successifs de la conception, une démarche de sûreté et des évaluations associées. Elle est le résultat d'un processus de développement progressif du projet de stockage en formation géologique initié depuis les années 1990 (cf. Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 (3)) et qui a fait l'objet de boucles d'itérations successives entre connaissance, conception et sûreté.

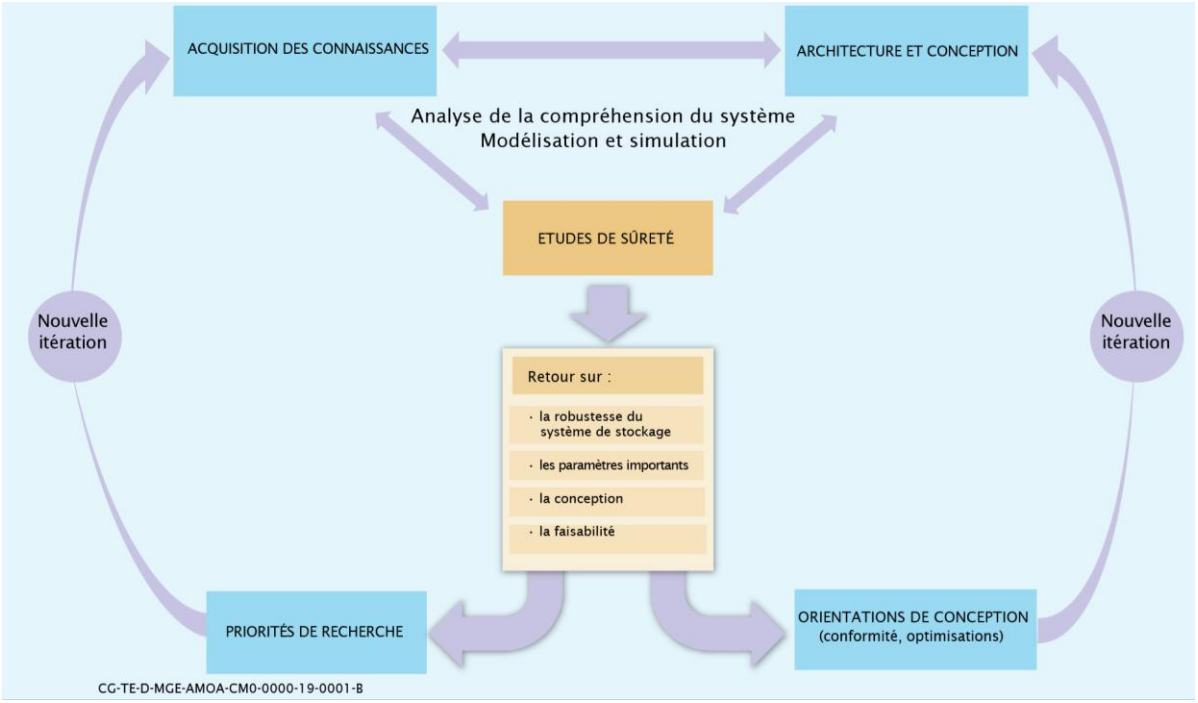


Figure 1-2 *Illustration du processus itératif reliant acquisition de connaissances, conception et sûreté*

En 1991, la règle fondamentale de sûreté n° III.2.f (RFS) relative au «*stockage définitif de déchets radioactifs en formation géologique profonde* » publiée par l'Autorité de sûreté nucléaire (4) définit les objectifs qui doivent être retenus, dès les phases d'investigation du site et les phases de conception d'une installation de stockage, pour en assurer la sûreté « après la fermeture de l'installation de stockage », c'est-à-dire à partir du moment où toutes les voies d'accès à l'installation depuis la surface sont scellées. Cette RFS III.2.f précise notamment qu'« *après la fermeture de l'installation de stockage, l'objectif fondamental du stockage est d'assurer la protection de la santé de l'homme et de l'environnement* ».

Aussi, l'Andra a accordé dès le début de la conception, une place centrale à cet objectif de protection à long terme en s'appuyant sur les axes suivants : l'acquisition de connaissances scientifiques et technologiques, la conception du stockage, et la sûreté.

Les boucles d'itérations connaissances/conception/sûreté, les évolutions des textes législatifs (loi n °91-1381 du 30 décembre 1991 (3), loi n °2006-739 du 28 juin 2006 (5), loi n° 2016-1015 du 25 juillet 2016 (6)), les instructions successives des dossiers de l'Andra par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et les évaluations par la Commission nationale d'évaluation (CNE) se sont échelonnées sur une trentaine d'années, et ont permis :

- d'asseoir les fondamentaux nécessaires à la démonstration de sûreté d'un stockage en formation géologique profonde et en particulier à long terme après fermeture ;
- de préparer et réaliser l'implantation et l'exploitation d'un laboratoire souterrain en évaluant les critères de choix de site et en procédant à une première évaluation de sûreté ;
- d'approfondir les connaissances scientifiques et technologiques et présenter la faisabilité du stockage sur la base des acquis de connaissances et en appliquant la démarche de sûreté, en réponse à la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 (3) ;
- de préciser progressivement la zone d'implantation de l'installation souterraine au sein de la zone où a été établie la faisabilité du stockage en 2005 et les deux zones d'implantation des installations de surface ;
- d'accompagner le développement progressif de la conception du stockage et ses évolutions en vue de la demande d'autorisation de création (DAC).

Chaque itération réalisée répond à un objectif visé en lien avec une étape clé du développement progressif du projet de stockage : définition des options initiales de conception, autorisation d'installation et d'exploitation du Laboratoire souterrain, préparation et démonstration de la faisabilité scientifique et technique du stockage et des premières options de conception et de sûreté associées, choix du site d'implantation, esquisse et options de sûreté.

Chaque itération conduit à une évaluation de la sûreté, en exploitation et long terme après fermeture, en regard de l'état des connaissances scientifiques et technologiques, de la conception du stockage et de la description de son comportement dans le temps.

Pour chaque itération, l'Andra s'attache à vérifier notamment le respect des objectifs de sûreté et de protection de l'homme et l'environnement (pour ce qui concerne les objectifs de protection après fermeture et à long terme selon le guide n° 1 de l'ASN relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde de 2008 (2) qui a remplacé la RFS.III.2.f de 1991 (4) (cf. Chapitre 3.2 du présent document).

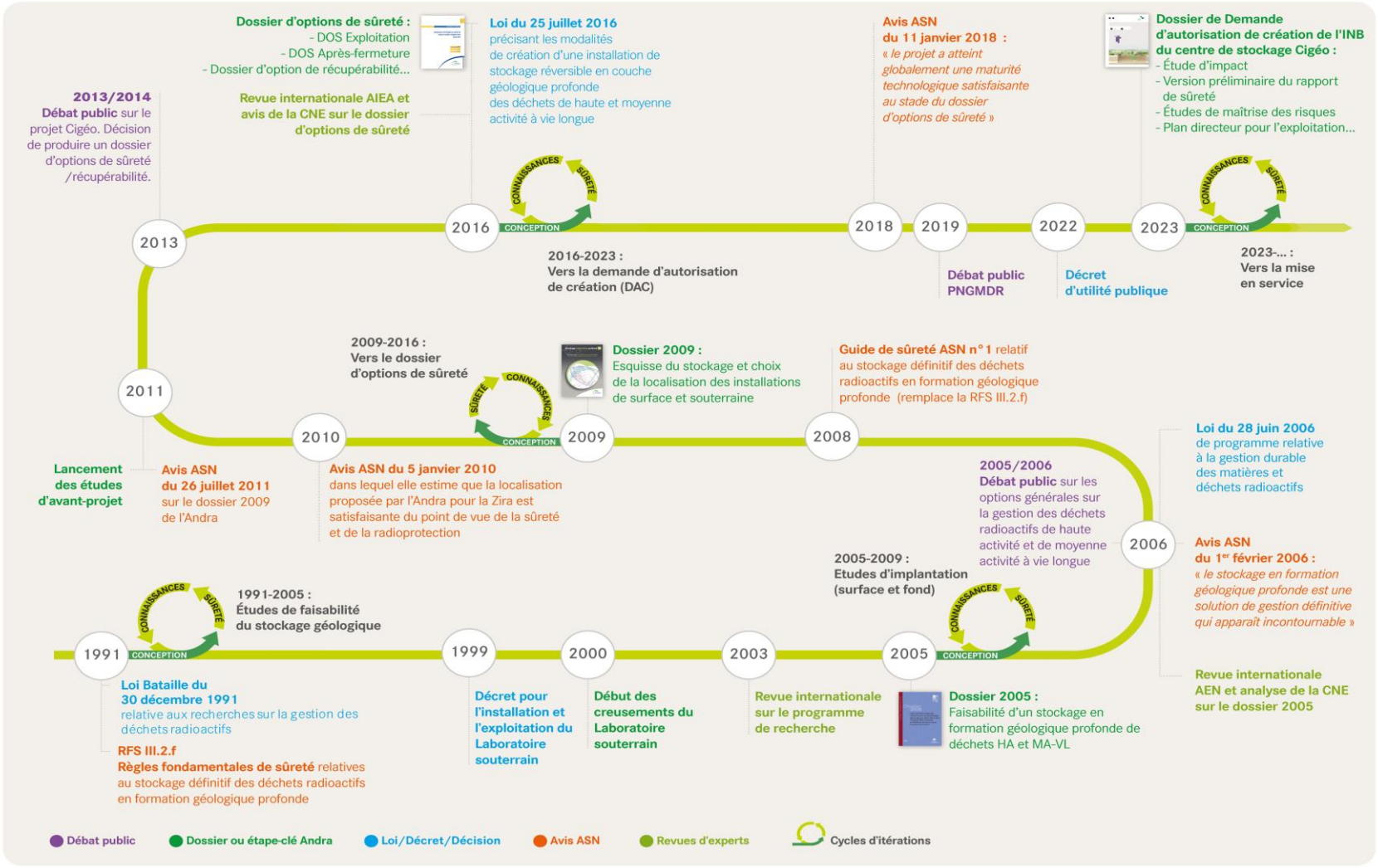
Enfin, chaque itération se traduit par l'élaboration par l'Andra d'un dossier, faisant l'objet d'une instruction systématique menée par l'ASN et parfois d'une revue par des experts au niveau international.

La loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 constitue le point de démarrage des itérations entre la connaissance, la sûreté et la conception pour le stockage en couche géologique profonde

L'étude de maîtrise des risques, objet du présent document résulte de plusieurs boucles d'itérations réalisées depuis la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 (3) selon le développement progressif du projet de stockage en couche géologique profonde.

Ces boucles d'itération sont détaillées en annexe 1 du présent document.

La présente étude de maîtrise des risques s'appuie ainsi sur un socle de connaissances scientifiques et technologiques acquis depuis les années 1990, des études de conception au niveau d'avant-projet détaillé à ce stade, et d'évaluations de la sûreté en exploitation et à long terme après fermeture.



CG-00-D-MGE-AMOA-SR0-0000-20-0068-F

Figure 1-3 Des itérations de connaissances/conception/sûreté qui se sont échelonnées depuis 1991

1.3 Les déchets à stocker dans l'INB Cigéo

Les déchets destinés à l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo sont les déchets radioactifs de haute activité (HA) et de moyenne activité à vie longue (MA-VL). Le niveau de radioactivité et la durée de vie des radionucléides qu'ils contiennent ne permettent pas de les stocker de manière pérenne et passive en surface ou à faible profondeur.

Les déchets HA sont essentiellement des résidus qui ont été extraits des combustibles nucléaires usés lors de leur retraitement, avant d'être vitrifiés.

Les déchets MA-VL sont principalement des déchets de structures métalliques entourant les combustibles (coques et embouts) issus du retraitement du combustible usé et dans une moindre mesure de déchets technologiques liés à l'usage et à la maintenance des installations nucléaires, des déchets issus du traitement des effluents liquides et des déchets activés ayant séjourné dans les réacteurs nucléaires.

1.3.1 La dangerosité des déchets radioactifs HA et MA-VL

LA DANGEROSITÉ DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Les éléments radioactifs émettent des rayonnements dont la dangerosité dépend de la nature et du niveau de radioactivité.

L'évaluation des effets sur l'homme se fait à l'échelle de sa vie entière, *via* le calcul d'une « dose efficace engagée », exprimée en Sievert (Sv).

Le niveau de radioactivité des déchets HA et MA-VL leur confère une forte dangerosité radiologique et présente les risques d'exposition (cf. Figure 1-4) suivants :

- **l'irradiation ou exposition externe** lorsqu'une personne se trouve exposée à des rayonnements émis par une source radioactive située à l'extérieur du corps. Dans ce cas, l'exposition est réduite, voire cesse, dès lors que la source de radioactivité est éloignée de la personne ou si un écran est interposé entre la personne et la source ;
- **la contamination ou exposition interne** lorsqu'une personne est exposée à des rayonnements émis par des radionucléides qui ont pénétré à l'intérieur de son organisme. Ceci peut se produire par inhalation de substances radioactives présentes dans l'air, par ingestion d'aliments contenant des substances radioactives ou par transfert à travers la peau. Lors d'une contamination, l'exposition aux substances radioactives se poursuit tant que la source est à l'intérieur ou au contact du corps.

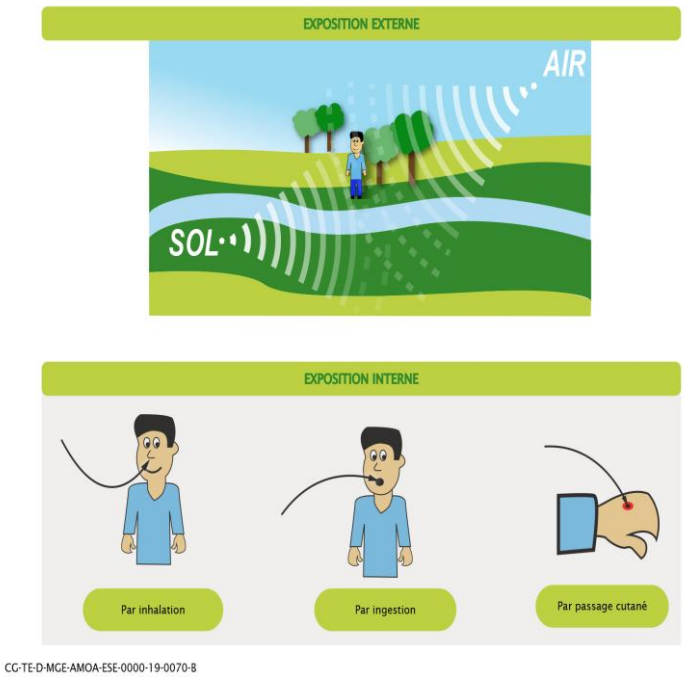


Figure 1-4 Illustration des types d'exposition à la radioactivité

Un individu qui se placerait au voisinage immédiat de déchets radioactifs HA, sans protection, aurait une espérance de vie de quelques minutes du fait de l'intensité de leur rayonnement. Par leurs natures et leurs concentrations nettement plus faibles en radionucléides, les déchets radioactifs MA-VL sont en général moins irradiants.

Les déchets HA et MA-VL sont également dangereux dans le cas où des personnes inhaleraient des poussières contaminées qui seraient émises à proximité des colis si un accident entraînait une perte de confinement du colis. Une ingestion ou une inhalation de particules de déchets HA et MA-VL pourrait entraîner une contamination interne et une irradiation de l'organisme potentiellement très grave pour la santé.

La concentration élevée des actinides dans les déchets HA et MA-VL[2] les rend en effet particulièrement dangereux en cas d'exposition interne. Les actinides, qui sont des émetteurs de particules alpha, ont en cas d'ingestion ou d'inhalation des effets sanitaires potentiellement très graves.

En cas de dispersion dans l'environnement, l'ingestion ou l'inhalation de particules ou de poussières émises par les déchets HA et MA-VL comporte donc des risques importants. Les mécanismes d'estimation des conséquences radiologiques font appel à des modèles spécifiques en fonction des voies d'exposition.

Même si la radioactivité des déchets HA et MA-VL décroît dans le temps, les échelles de temps associées à leur dangerosité sont très longues en ordre de grandeur, ce n'est qu'au bout de plusieurs centaines de milliers d'années que leur radioactivité approchera la radioactivité initiale des déchets de faible activité qui peuvent être stockés en surface ou à faible profondeur. Les déchets HA et MA-VL concentrent plus de 99 % de la radioactivité de l'ensemble des déchets radioactifs. Ils concentrent cette radioactivité dans un volume ne représentant qu'un peu plus de 3 % du volume de l'ensemble des déchets radioactifs.

[2] À titre d'exemple de teneur en actinides mineurs dans les déchets radioactifs, l'américium 241 (^{241}Am) est présent à raison d'environ 10^{14} becquerels par colis de déchets vitrifiés et d'environ 10^{11} becquerels par colis MA-VL de déchets compactés de type CSD-C.

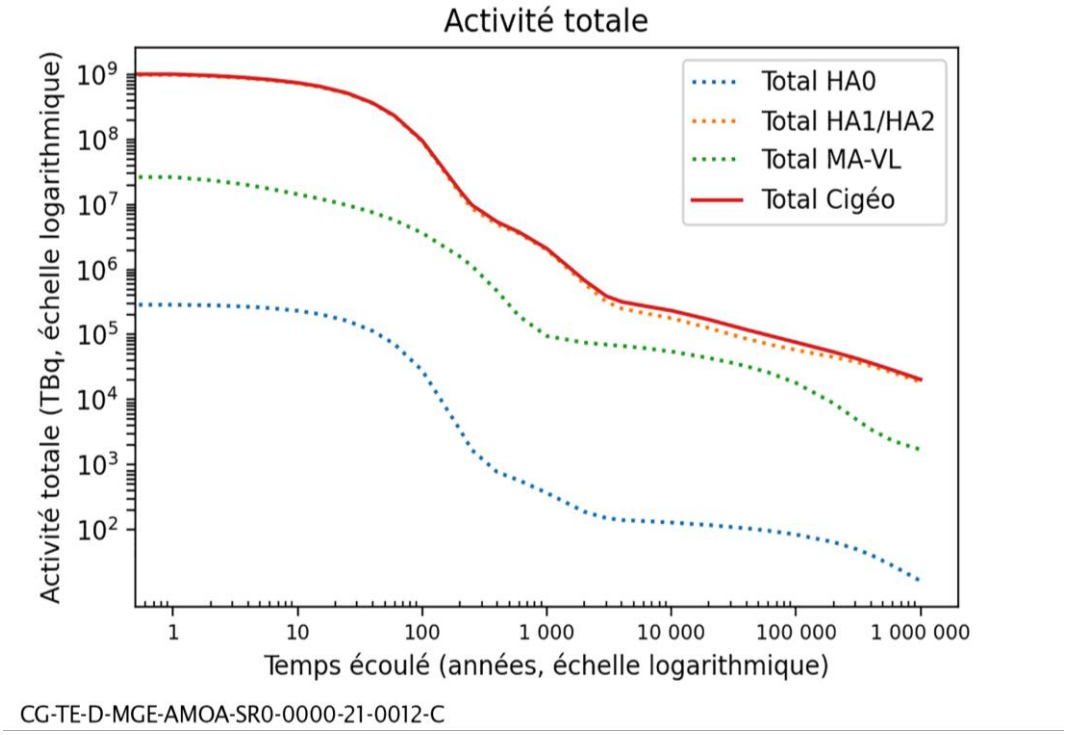


Figure 1-5 *Illustration de la décroissance dans le temps de la radioactivité totale des déchets de l'inventaire de référence de l'INB Cigéo (courbe rouge) et de la radioactivité de l'inventaire total des colis de déchets HA0, HA1/HA2 et MA-VL (courbes pointillées)*

» LE CONFINEMENT DE LA RADIOACTIVITÉ :

- le conditionnement des déchets radioactifs et notamment leur vitrification a pour effet de limiter très fortement l'émission de particules et de poussières (aérosols) en cas d'accident ;
- en exploitation, ce sont les colis de déchets qui assurent le confinement de la radioactivité ;
- à long terme après la fermeture, le confinement de la radioactivité assuré par les colis ne peut pas être considéré pérenne, la couche de Callovo-Oxfordien permet d'assurer ce confinement à l'échelle des temps géologiques. Il s'entend par le piégeage des radionucléides, par exemple dans le stockage, et/ou la limitation de leur migration dans le temps et l'espace, notamment dans la couche du Callovo-Oxfordien.

1.3.2 L'inventaire des déchets

L'article D. 542-91 du code de l'environnement dispose que : *« L'inventaire sur lequel l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs se fonde pour mener les études et recherches relatives à la conception du centre de stockage prévu à l'article L. 542-10-1 comprend, pour l'application du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, un inventaire de référence et un inventaire de réserve. »*.

L'inventaire de référence constitue la base des études de conception et des études de sûreté associées pendant la phase de conception initiale. L'inventaire de réserve est quant à lui composé des déchets dont l'envoi pour mise en stockage ne constitue pas la solution de gestion de référence, mais pour lesquels il est nécessaire de s'assurer, au travers d'études d'adaptabilité, que la conception initiale ne retient pas d'options rédhibitoires à leur stockage.

L'INB Cigéo est ainsi conçue pour être en mesure d'accueillir ces types déchets, sous réserve d'éventuelles évolutions dans sa conception pouvant être mises en œuvre en cours d'exploitation à un coût économiquement acceptable. Le stockage de ces déchets devra faire l'objet d'une autorisation ultérieure, s'il en était décidé ainsi, qui nécessitera des études complémentaires de conception et de sûreté s'appuyant sur une consolidation de l'inventaire *in fine* retenu.

1.3.2.1 L'inventaire de référence

L'inventaire de référence est pris en compte dans les études de conception et de sûreté associées (7). Cet inventaire de référence comprend les déchets HA et MA-VL déjà produits (environ 50 % des déchets HA et MA-VL) et ceux qui seront produits à l'avenir par les installations nucléaires existantes et par celles dont la création a été autorisée à fin 2016 (EPR de Flamanville, ITER, réacteur expérimental Jules Horowitz), jusqu'au terme prévisible de leur fonctionnement, puis de leur démantèlement.

Le volume des colis de déchets radioactifs de l'inventaire de référence est de l'ordre de 83 000 m³ (cf. Figure 1-6), correspondant au stockage d'environ 225 000 colis de déchets issus des installations de conditionnement des déchets des producteurs (dits « colis primaires »)[3].

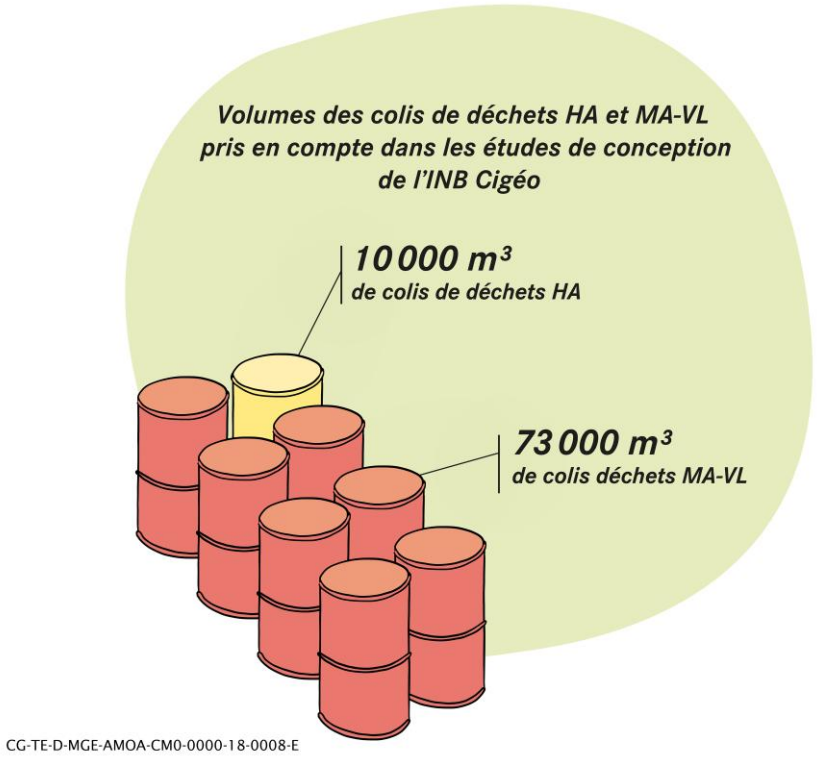


Figure 1-6 *Volumes des colis de déchets HA et MA-VL pris en compte dans les études de conception de l'INB Cigéo*

[3] L'inventaire de référence est composé d'environ170 000 colis primaires de moyenne activité vie longue (MA-VL) et de 55 000 colis primaires de haute activité (HA).

LES COLIS PRIMAIRES DE DÉCHETS RADIOACTIFS

- l'ensemble des déchets radioactifs reçus sur l'INB Cigéo se présente sous forme de colis de déchets conditionnés : les conditionnements des déchets HA et MA-VL sont réalisés par les producteurs. Le produit fini à l'issue de chaque opération de conditionnement constitue le « colis primaire » ;
- les colis primaires sont des objets solides qui confinent les radionucléides et les substances toxiques chimiques en leur sein ;
- les colis primaires doivent respecter les spécifications d'acceptation des colis mentionnées à l'article L. 542-12 4° du code de l'environnement, dont la version préliminaire est présentée dans la « Pièce 19 – Version préliminaire des spécifications d'acceptation des colis » citée en référence (8).

LES SPECIFICATIONS D'ACCEPTATION DES COLIS

Les spécifications d'acceptation des colis mentionnées à l'article L. 542-12 du code de l'environnement définissent les critères qu'un colis de déchets radioactifs doit respecter pour être accepté dans l'INB (8). Elles portent sur les caractéristiques et propriétés radiologiques, physiques, mécaniques et chimiques des colis. Leur établissement résulte de la mise en œuvre d'une démarche qui relie la connaissance des colis de déchets radioactifs, la conception et la démonstration de sûreté de l'INB Cigéo pendant son fonctionnement et après sa fermeture.

LA SURVEILLANCE DES COLIS EXERCÉE PAR L'ANDRA

La surveillance des colis contribue à la maîtrise de la qualité des colis qui seront reçus sur l'INB Cigéo. Ses objectifs sont de vérifier la mise en œuvre par le producteur des dispositions décrites dans ses référentiels de conditionnement et d'entreposage et de vérifier la conformité des colis aux critères des spécifications d'acceptation des colis.

1.3.2.1.1 Les colis de déchets MA-VL

Les colis de déchets MA-VL contiennent des déchets essentiellement constitués d'éléments de structure des combustibles usés ainsi que de déchets liés au fonctionnement et au démantèlement des installations nucléaires. Lorsqu'ils sont produits, ces déchets radioactifs se trouvent sous forme solide ou liquide. Pour pouvoir les manipuler, les entreposer, les transporter et les stocker, ils sont conditionnés sous forme de colis de différentes tailles et caractéristiques.

Pour constituer des colis de déchets MA-VL, trois méthodes sont couramment utilisées :

- certains déchets sont directement placés dans un conteneur et immobilisés par un liant hydraulique qui est coulé dans ce conteneur ; ce procédé, qualifié d'enrobage, est très largement utilisé pour les déchets solides notamment les déchets métalliques issus du fonctionnement ou du démantèlement des installations nucléaires ;
- d'autres déchets (gaines de combustible par exemple) présentent une géométrie telle que les compacter par une presse permet d'en réduire significativement le volume ; les blocs ainsi obtenus sont alors placés dans un conteneur ;
- les déchets liquides, quant à eux, doivent être traités puis mélangés à un matériau (bitume, ciment, verre…) pour les solidifier avant d'être introduits dans un conteneur.

À réception sur l'INB Cigéo, les colis primaires sont pour la plupart placés dans des conteneurs de stockage. Certains, en raison de leurs caractéristiques, peuvent être stockés directement, sans être placés dans des conteneurs de stockage. Pour ce faire, un panier peut être utilisé pour certains types de colis primaires.

L'illustration figure 1-7 permet de visualiser le cas d'un colis de stockage MA-VL constitué d'un conteneur en béton armé abritant plusieurs colis primaires.

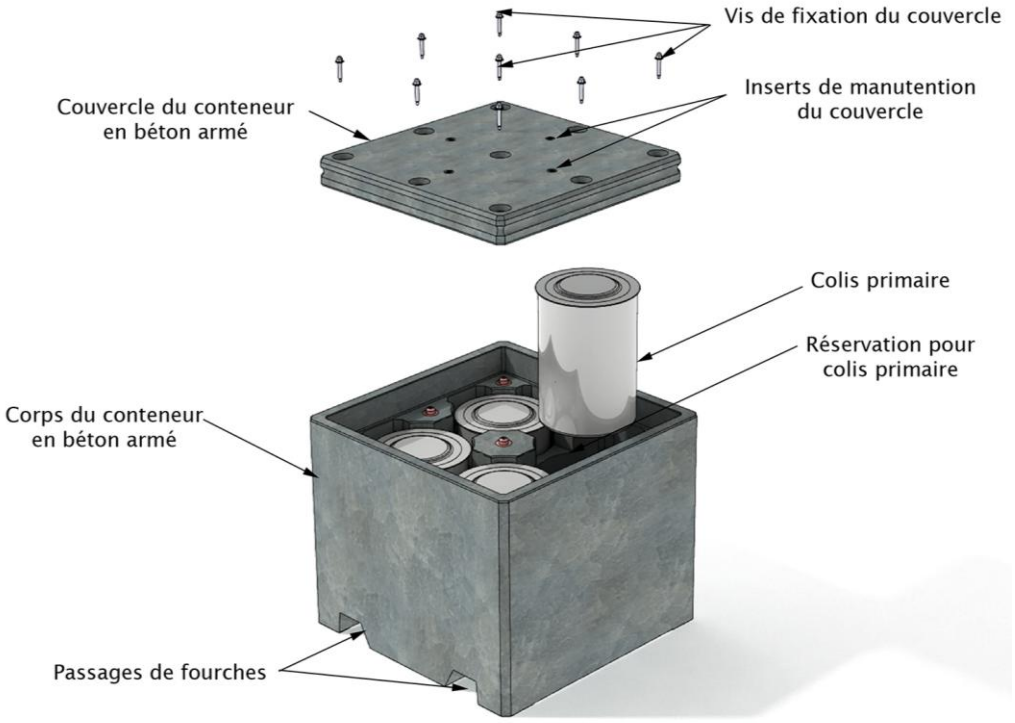


Figure 1-7 *Illustration de la mise en conteneur de stockage de colis de déchets primaires MA-VL*

1.3.2.1.2 Les colis de déchets HA

Les colis de déchets de haute activité (HA) correspondent principalement aux déchets vitrifiés issus du traitement des combustibles usés. Il s'agit de produits de fission et d'actinides mineurs formés par réaction nucléaire au sein du combustible lors de son utilisation en réacteur. Ils ont été séparés de l'uranium et du plutonium, matières radioactives valorisables, lors du traitement. Ils sont calcinés et incorporés dans une matrice de verre. Le verre ainsi élaboré est coulé en température dans un conteneur en acier inoxydable.

D'autres colis de déchets, en quantité très limitée, sont aussi des colis de haute activité. Il s'agit notamment de colis de déchets technologiques produits lors du fonctionnement des ateliers de vitrification de La Hague ou de certaines sources scellées usagées du CEA.

La figure 1-8 permet de visualiser un colis de stockage HA constitué d'un conteneur en acier noir abritant un colis primaire de type colis standard de déchets vitrifiés (CSD-V).



Figure 1-8 *Illustration du conteneur de stockage HA pour colis primaire de déchets vitrifiés de type R7 T7*

1.3.2.2 L'inventaire de réserve

Pour prendre en compte d'éventuelles évolutions de stratégie des industriels ou de politique énergétique ainsi que les incertitudes liées notamment à la mise en place de nouvelles filières de gestion de déchets, le code de l'environnement a introduit la notion d'inventaire de réserve. Il précise en outre que « *s'ils ne figurent pas dans l'inventaire de référence, les combustibles usés issus de l'exploitation des réacteurs électronucléaires, des réacteurs expérimentaux et de la propulsion nucléaire navale sont intégrés dans l'inventaire de réserve.* » (article D. 542-92 du code de l'environnement). Les déchets destinés au stockage FA-VL ne sont inclus dans l'inventaire de réserve qu'au titre de la gestion des incertitudes et restent préférentiellement destinés à la filière FA-VL.

Ainsi, en cohérence avec la troisième Programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE3) publiée en février 2026 (9), l'inventaire de réserve intègre les déchets radioactifs qui résulteraient du fonctionnement pendant 60 ans des 57[4] réacteurs du parc actuel ainsi que du fonctionnement pendant 60 ans des 6 réacteurs EPR2 en projet et de leur démantèlement. Il intègre également les combustibles usés d'EDF dans une hypothèse d'arrêt de leur retraitement, les combustibles usés des réacteurs expérimentaux du CEA et de l'Institut Laue-Langevin (ILL) et les combustibles usés de la propulsion nucléaire navale ainsi que les déchets FA-VL (notamment les colis de déchets bitumés FAVL et les déchets de graphite) qui pourraient être orientés vers l'INB Cigéo dans le cas de la non-disponibilité d'une filière de gestion dédiée.

L'INB Cigéo est conçue de façon qu'elle puisse évoluer au fur et à mesure de sa construction par phases successives pour prendre en compte les éventuelles évolutions précitées. À ce stade, ces évolutions sont étudiées au travers de l'inventaire de réserve et des études d'adaptabilité associées afin de garantir la capacité du projet à évoluer et s'adapter à des choix de politique énergétique.

[4] Le parc actuel comporte les 56 réacteurs à eau pressurisée (REP) en fonctionnement ainsi que le réacteur EPR de Flamanville en fonctionnement. Les 2 réacteurs REP de Fessenheim ont été arrêtés en 2020.

1.4 Le choix du stockage en couche géologique profonde des déchets radioactifs

1.4.1 La raison d'être du stockage en couche géologique profonde

L'article L. 542-12 du code de l'environnement prévoit que « *l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, établissement public industriel et commercial, est chargée des opérations de gestion à long terme des déchets radioactifs, et notamment : [...] de concevoir, d'implanter, de réaliser et d'assurer la gestion de centres d'entreposage ou des centres de stockage de déchets radioactifs compte tenu des perspectives à long terme de production et de gestion de ces déchets ainsi que d'effectuer à ces fins toutes les études nécessaires* ».

LE STOCKAGE EN COUCHE GÉOLOGIQUE PROFONDE EST DEFINI DANS LE CODE DE L'ENVIRONNEMENT

Selon l'article L 542-1-1 du code de l'environnement, le stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs est le stockage de déchets radioactifs dans une installation souterraine spécialement aménagée à cet effet, dans le respect du principe de réversibilité.

Le choix de l'INB Cigéo est le fruit de démarches de conception concertées, menées par l'Andra depuis les années 1990 en vue de la création d'une installation nucléaire de base pour le stockage réversible des déchets radioactifs français de haute activité (HA) et de moyenne activité à vie longue (MA-VL). Ces déchets sont issus principalement de l'industrie électronucléaire, mais aussi de la Défense nationale et de la recherche.

Les déchets HA et MA-VL pour lesquels l'INB Cigéo est conçue ne peuvent pas être conservés durablement en surface ou à proximité de la surface de façon pérenne et passive, compte tenu de leur forte dangerosité et de la très longue durée pendant laquelle cette dangerosité perdure.

Le choix d'un stockage en formation géologique profonde permet une protection durable pour l'Homme et l'environnement des risques générés par ce type de déchets radioactifs. Son objectif est d'isoler les déchets radioactifs de l'Homme et de l'environnement, et de confiner la radioactivité grâce à une couche géologique stable, sur de très longues échelles de temps.

Ce mode de gestion des déchets HA et MA-VL limite ainsi les charges qui seront supportées par les générations futures conformément aux exigences du code de l'environnement : « *La gestion durable des matières et des déchets radioactifs de toute nature, résultant notamment de l'exploitation ou du démantèlement d'installations utilisant des sources ou des matières radioactives, est assurée dans le respect de la protection de la santé des personnes, de la sécurité et de l'environnement. La recherche et la mise en œuvre des moyens nécessaires à la mise en sécurité définitive des déchets radioactifs sont entreprises afin de prévenir ou de limiter les charges qui seront supportées par les générations futures.* » (article L. 542-1 du code de l'environnement).

1.4.2 Les grands principes et bénéfices du stockage en couche géologique profonde

Le principe du stockage géologique profond est de créer une installation dédiée, pleinement adaptée au stockage des colis de déchets radioactifs de haute activité (HA) et de moyenne activité à vie longue (MA-VL), au sein d'une couche géologique sélectionnée pour ses propriétés.

La zone de stockage est située à une profondeur permettant d'isoler les déchets de l'homme et de l'environnement et de les mettre à l'abri des évolutions naturelles de surface (érosion) et des activités humaines, et ainsi de confiner la radioactivité contenue dans les déchets ou d'en limiter le retour vers l'homme et l'environnement sur le long terme. Il s'agit ainsi de tirer parti du site géologique, notamment des propriétés favorables de la formation argileuse hôte, sur de grandes échelles de temps.

À la fin de son remplissage, une fois que les colis de déchets y ont tous été introduits, le stockage géologique est « fermé ». Les galeries sont remblayées avec les matériaux stockés en surface issus du creusement (appelés verses « vives »), de manière à tirer parti des propriétés favorables de la couche du Callovo-Oxfordien. De plus, des ouvrages particuliers sont mis en place tels que les scellements des galeries et liaisons surface-fond.

Le stockage géologique répond pleinement aux objectifs des réglementations nationales et européennes d'une gestion durable pour les déchets radioactifs les plus dangereux, en permettant :

- d'éviter progressivement de mobiliser les générations futures pour gérer ces déchets, grâce au caractère passif des dispositions de protection ;
- de protéger durablement l'homme et l'environnement, en isolant les déchets et en confinant les substances dangereuses qu'ils contiennent, sur le long terme.

À long terme, la couche du Callovo-Oxfordien assure le confinement de la majorité des éléments radioactifs et limite le déplacement des quelques éléments les plus mobiles vers la biosphère. Ainsi, les éléments qui pourront migrer au-delà de la couche du Callovo-Oxfordien, le feront sur des échelles de temps très longues, dans des quantités très limitées et avec un niveau de radioactivité faible. Par ses caractéristiques physico-chimiques (porosité très petite, très faibles valeurs des coefficients de diffusion, rétention élevée, chimie de l'eau réductrice – pas d'oxygène), la couche du Callovo-Oxfordien retient la plupart des radionucléides qui resteront dans le stockage ou dans son voisinage. Seuls certains radionucléides mobiles à vie longue ne sont pas retenus mais leur déplacement dans la couche du Callovo-Oxfordien sera très lent. Ainsi, seule une petite partie de ces radionucléides parviendront à sortir de la couche du Callovo-Oxfordien sur plusieurs centaines de milliers d'années *a minima* et de manière diluée. Les encaissants supérieurs contribueront également à limiter la progression de ces radionucléides vers la surface[5].

Les temps caractéristiques longs associés au stockage permettent d'observer une diminution de l'activité des très nombreux éléments radioactifs grâce à la décroissance radioactive.

[5] Encaissants supérieurs : formations géologiques situées de part et d'autre de la formation du Callovo-Oxfordien (Dogger en dessous et Oxfordien carbonaté au-dessus).

1.4.3 Une conception maîtrisée vis-à-vis des objectifs de protection sur le long terme

L'OBJECTIF FONDAMENTAL DU STOCKAGE EN COUCHE GÉOLOGIQUE PROFONDE EST DE PROTÉGER L'HOMME ET L'ENVIRONNEMENT DU DANGER QUE REPRÉSENTENT LES DÉCHETS LES PLUS RADIOACTIFS ET A VIE LONGUE

Le milieu géologique est choisi et le stockage est conçu de telle sorte qu'après la fermeture définitive de l'installation, la sûreté est assurée de façon passive, c'est-à-dire que les personnes et l'environnement sont protégés des radionucléides et des substances toxiques chimiques contenus dans les déchets radioactifs, sans nécessiter d'action humaine (ventilation, maintenance…).

L'Andra accorde une place centrale à l'objectif fondamental de protection sur le long terme en s'appuyant sur :

- **l'acquisition de connaissances** scientifiques et technologiques (caractéristiques du milieu géologique, notamment la roche hôte, des déchets, et des colis de déchets, des composants ouvragés, des substances radioactives) afin de comprendre les phénomènes physiques et chimiques qui gouvernent leurs comportements et leur évolution, sur de très longues durées ;
- **la conception du stockage** en lien avec l'état des connaissances scientifiques et technologiques (conteneurs de stockage, ouvrages souterrains et leur organisation/implantation dans la roche hôte, architecture générale, opérations de manutention des colis, scellements dans les descenderies les puits et les galeries) afin de proposer une architecture de stockage une fois fermée définitivement répondant aux objectifs de sûreté à long terme ;
- **la description (*e.g.* Compréhension) du comportement (phénoménologique) du stockage et de son environnement géologique** (notamment les interactions entre les déchets, les composants ouvragés et la couche du Callovo-Oxfordien et les évolutions géodynamiques) afin d'appréhender les évolutions thermique, mécanique, chimique et hydraulique ainsi que le relâchement des substances radioactives dans le temps et l'espace, à l'aide notamment de la modélisation et de la simulation numérique ;
- **les évaluations de sûreté après fermeture** réalisées sur la base d'itérations connaissances/conception/sûreté.

Compte tenu de cette spécificité, la démonstration de sûreté s'appuie sur deux démarches (cf. Chapitre 3 pour la démarche générale et déclinaison dans les chapitres 4 et 5 du présent document) :

- l'une propre au stockage en couche géologique profonde, destinée à l'évaluation de la sûreté une fois l'installation de stockage fermée définitivement (dite « sûreté après fermeture »), afin de vérifier la protection à long terme de l'homme et l'environnement en évaluant notamment sa robustesse vis-à-vis de l'objectif d'isolement des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue d'une part et de limitation des transferts des radionucléides et substances toxiques chimiques vers la surface d'autre part ;
- l'autre qui s'apparente à une démarche de sûreté classique appliquée par les autres installations nucléaires en tenant compte néanmoins des spécificités de l'installation souterraine (transfert de colis depuis l'installation nucléaire de surface jusque dans des ouvrages souterrains, présence d'une grande variabilité de déchets, coactivité entre travaux de creusement et exploitation nucléaire, longueur des ouvrages, développement progressif, durée du fonctionnement d'une centaine d'années…).

L'opportunité de retenir des solutions techniques pour la conception du stockage est ainsi analysée sous l'angle de leur compatibilité avec une exploitation sûre de l'installation et du respect des exigences de sûreté après fermeture.

Enfin, en lien avec l'article L. 542-1-1 du code de l'environnement, le stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde s'effectue « *dans le respect du principe de réversibilité* » (cf. Chapitre 6 du présent document). Le guide n° 1 de l'ASN (2) précise que « *les dispositions prises pour assurer la réversibilité du stockage ne doivent pas compromettre la sûreté en exploitation et la sûreté après fermeture de l'installation de stockage*. ».

2

L'INB Cigéo

2.1	La présentation synthétique	28
2.2	L'installation nucléaire en zone descenderie	37
2.3	Les ouvrages souterrains	38
2.4	L'installation nucléaire en zone puits	42
2.5	Les principales opérations	42
2.6	Le système de stockage après fermeture	45

2.1 La présentation synthétique

L'ETUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES ET LA PIECE « NATURE DE L'INSTALLATION »

La présente pièce reste à un niveau synthétique de la description de l'INB Cigéo et vise également à préciser les principes de conception.

La « Pièce 2 - Nature de l'installation » du dossier de demande d'autorisation de création (DAC) (1) (également appelée par article R. 593-16 du code de l'environnement) complète les éléments présentés ci-après en précisant notamment :

- la nature des activités menées ainsi que les caractéristiques techniques de l'installation à travers une description des principaux ouvrages et équipements en lien avec le process nucléaire. Ces descriptions prennent en compte les équipements et installations situés dans le périmètre de l'INB et qui sont soit nécessaires à son exploitation, soit non nécessaires à son exploitation (articles L. 593-3 et L. 593-33 du code de l'environnement) ;
- les principes de fonctionnement ainsi que les opérations réalisées au sein de l'installation - tant en surface qu'en partie souterraine ; ces descriptions présentent une première approche du process nucléaire pour les opérations de réception, préparation et contrôles, manutention et stockage des colis de déchets en alvéoles.

2.1.1 Le centre de stockage

Le centre de stockage Cigéo comprend des installations en surface et en souterrain :

- une zone descenderie (ZD) en surface, principalement dédiée à la réception des colis de déchets radioactifs envoyés par les producteurs, à leur contrôle et à leur préparation pour le stockage avant transfert dans l'installation souterraine pour leur stockage ;
- une zone puits (ZP) en surface, dédiée aux installations de soutien aux activités réalisées dans l'installation souterraine et en particulier aux travaux de creusement ;
- une zone d'implantation des ouvrages souterrains (ZIOS), comprenant des quartiers de stockage des colis de déchets radioactifs, des zones de soutien logistique (ZSL) et leurs accès depuis la surface ;
- une liaison intersites (LIS) en surface, reliant la zone puits à la zone descenderie, comprenant un convoyeur, une voie dédiée à la circulation des poids lourds et une voie pour la circulation des véhicules légers ;
- une installation terminale embranchée (ITE) en surface, voie ferrée reliant la zone descenderie au réseau ferré national (RFN) à Gondrecourt-le-Château et incluant une plateforme logistique dans cette commune.

Le schéma d'organisation de principe du centre de stockage Cigéo est illustré sur la figure 2-1.

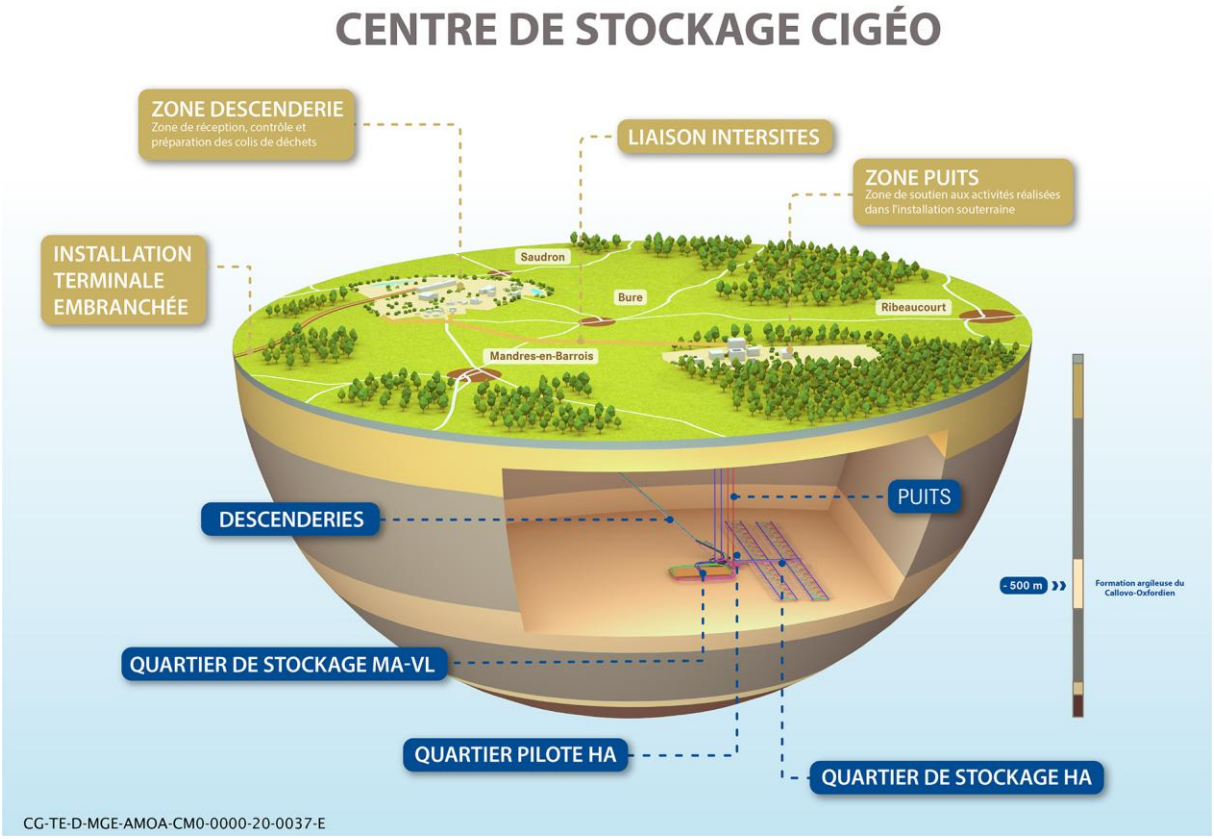


Figure 2-1 *Illustration de l'organisation des installations du centre de stockage Cigéo*

2.1.2 Le périmètre de l'INB Cigéo à l'intérieur du centre de stockage

Le périmètre de l'INB Cigéo abrite des installations et des ouvrages selon les principes suivants :

- en surface le périmètre est discontinu, pour tenir compte de la distance de plusieurs kilomètres qui séparent la zone descenderie de la zone puits ;
- en profondeur (ouvrages souterrains de stockage - ZIOS), le périmètre est continu et assure la liaison entre les deux zones en surface (zone descenderie et zone puits) ; dans cette partie de l'installation, le périmètre INB comprend des accès depuis la surface (en zone descenderie et en zone puits) regroupés à leur base ainsi que le déploiement des quartiers de stockage des colis de déchets radioactifs et de zones de soutien logistique.

QU'EST-CE QUE LE PERIMETRE INB ?

Le périmètre d'une INB est proposé par l'exploitant qui soumet la demande d'autorisation de création de l'INB. La proposition de ce périmètre fait l'objet de la pièce fixé dans le décret d'autorisation de création d'une INB.

Le périmètre est une notion administrative : il définit les attributions en matière de police administrative, les installations implantées dans le périmètre étant placées sous le contrôle de l'ASNR.

Conformément à l'article R. 593-16 du code de l'environnement, la « Pièce 5 - Plans détaillés de l'installation au 1/2 500e » (10) présente le plan de l'installation à l'échelle de 1/2 500e au minimum. Cette pièce associée à la présente pièce et également objet du dossier de demande d'autorisation de création (DAC) permet de visualiser le périmètre INB proposé, c'est-à-dire son périmètre administratif (délimitant la compétence de l'ASNR), ainsi que les usages du sol existants situés à proximité de ce périmètre. La réglementation fixe ainsi une ceinture de 1 km autour du périmètre INB au sein de laquelle est détaillé l'ensemble des usages à obligatoirement y représenter, en particulier l'ensemble des infrastructures et réseaux existants.

L'INB Cigéo englobe ainsi principalement :

- le bâtiment nucléaire d'exploitation Phase 1 (dit « EP1 »)[6] associé au terminal ferroviaire nucléaire pour la réception des emballages de transport dès la première mise en service (pour l'exploitation de la tranche 1) ainsi que le futur ouvrage de déchargement des emballages de transport à déchargement horizontal (ETH) qui permettra le déchargement des emballages lors des tranches ultérieures ;
- la zone d'implantation ouvrages souterrains de stockage (ZIOS) correspond à un volume de roche permettant d'accueillir les ouvrages souterrains du centre de stockage Cigéo. Elle comprend les accès depuis la surface, les quartiers de stockage des colis de déchets radioactifs et les zones de soutien logistique ;
- les postes dédiés à la surveillance et la sécurité de l'INB ;
- les postes dédiés à la distribution électrique 20 kV, ainsi que la gestion des eaux et des effluents ;
- l'ensemble de la zone de gestion de l'argilite excavée de la zone puits (appelée également zone des verses).

[6] À ce stade, le périmètre INB ne comprend pas le futur bâtiment nucléaire d'exploitation Phase 2 (dit « EP2 ») dont la construction est envisagée pour la mise en stockage des colis de déchets HA1/HA2 à l'horizon 2080 ; le bâtiment nucléaire EP2 est toutefois mentionné dans le présent dossier de demande d'autorisation de création (DAC) comme futur bâtiment de l'INB Cigéo, avec ses principales fonctions et caractéristiques ainsi que les dispositions conservatoires prises comme son emprise pour son implantation future.

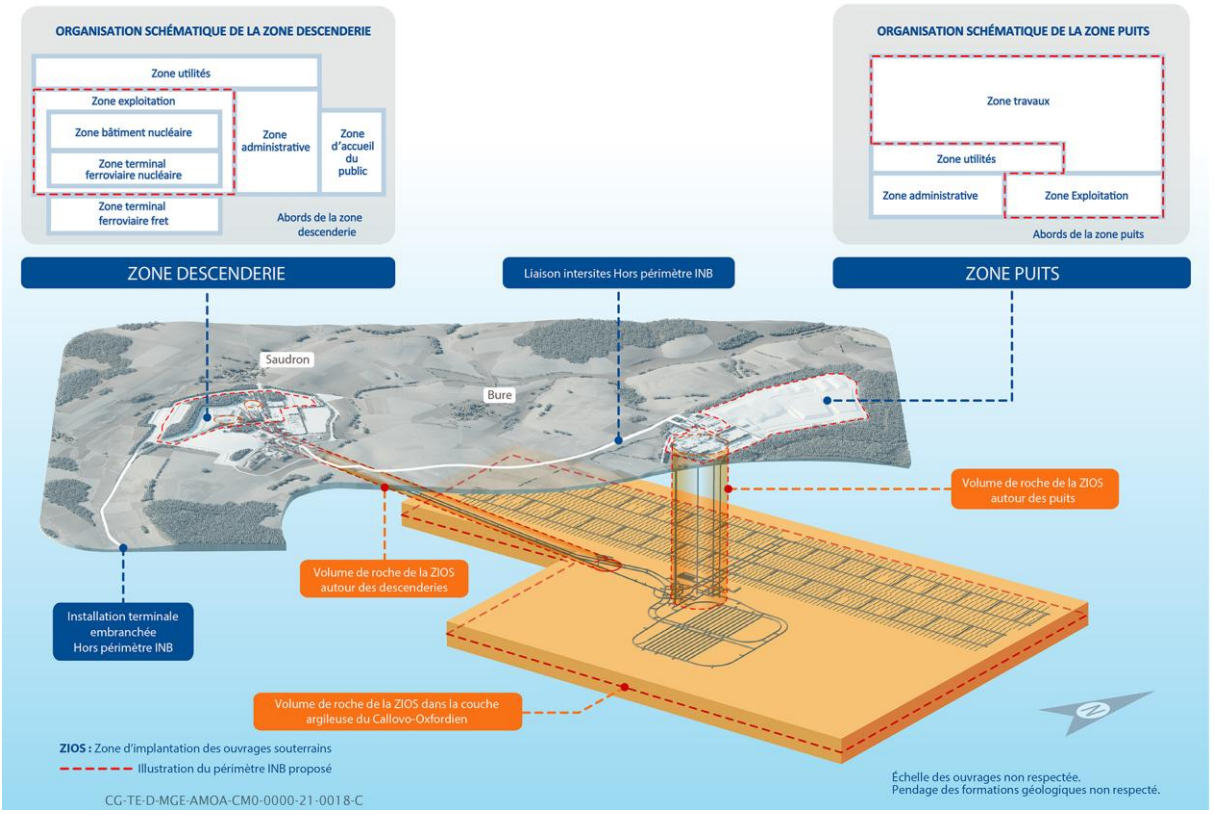


Figure 2-2 Illustration du périmètre de l'INB Cigéo (en pointillé rouge)

À l'issue du processus d'instruction du présent dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo, l'autorisation de création de l'INB Cigéo sera in fine délivrée par décret du Premier ministre contresigné par le ministre chargé de la sûreté nucléaire qui arrêtera officiellement le périmètre et les caractéristiques de l'INB.

2.1.3 L'implantation et les principales installations de l'INB

Le stockage en couche géologique profonde est situé dans la région Grand Est, à la limite des départements de la Meuse et de la Haute-Marne (cf. Figure 2-3).



Figure 2-3 Localisation du centre de stockage dans l'Est de la France

Les installations de l'INB en surface et en souterrain sont situées dans les zones suivantes :

- une zone descenderie (ZD) en surface, principalement dédiée à la réception des colis de déchets radioactifs envoyés par les producteurs, à leur contrôle et à leur préparation pour le stockage avant transfert dans l'installation souterraine pour leur stockage ;
- une zone puits (ZP) en surface, dédiée aux installations de soutien aux activités réalisées dans l'installation souterraine et en particulier aux travaux de creusement des ouvrages ;
- une zone d'implantation des ouvrages souterrains (ZIOS), comprenant des quartiers de stockage des colis de déchets radioactifs, des zones de soutien logistique (ZSL) et leurs accès depuis la surface.

La zone descenderie est implantée géographiquement au niveau des communes de Bure (département de la Meuse), et de Gillaumé et Saudron (Département de la Haute-Marne).

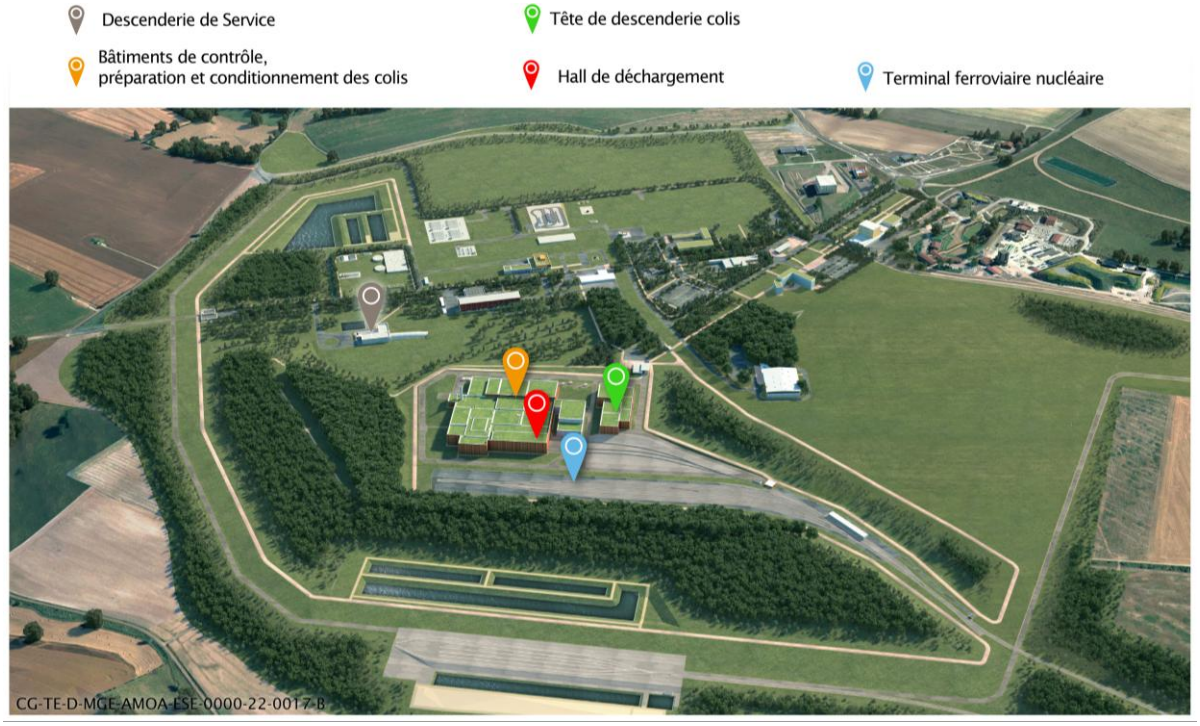


Figure 2-4 Vue de principe de la zone descenderie

La zone puits est implantée géographiquement au niveau des communes de Mandres-en-Barrois et Bonnet (département de la Meuse).

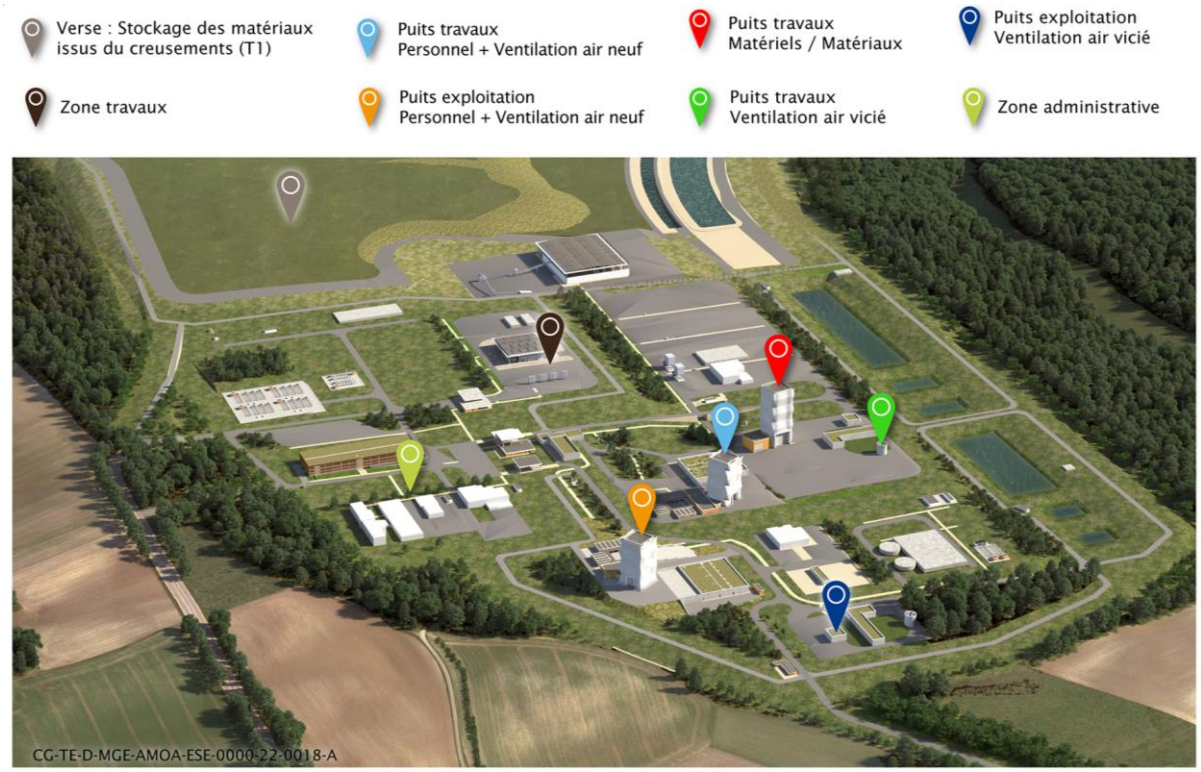


Figure 2-5 Vue de principe de la zone puits

La zone d'implantation des ouvrages souterrains (ZIOS) est implantée géographiquement dans le département de Meuse. Les différentes zones sont réparties entre les communes de Mandres-en-Barrois (pour les descenderies, puits et zones de stockage), Bonnet (pour les zones de stockage), Bure (pour les descenderies et zones de stockage) ainsi que Ribeaucourt, Houdelaincourt et Saint-Joire pour le déploiement possible de l'installation souterraine à terminaison. Aucune habitation n'est située à l'aplomb de cette zone.

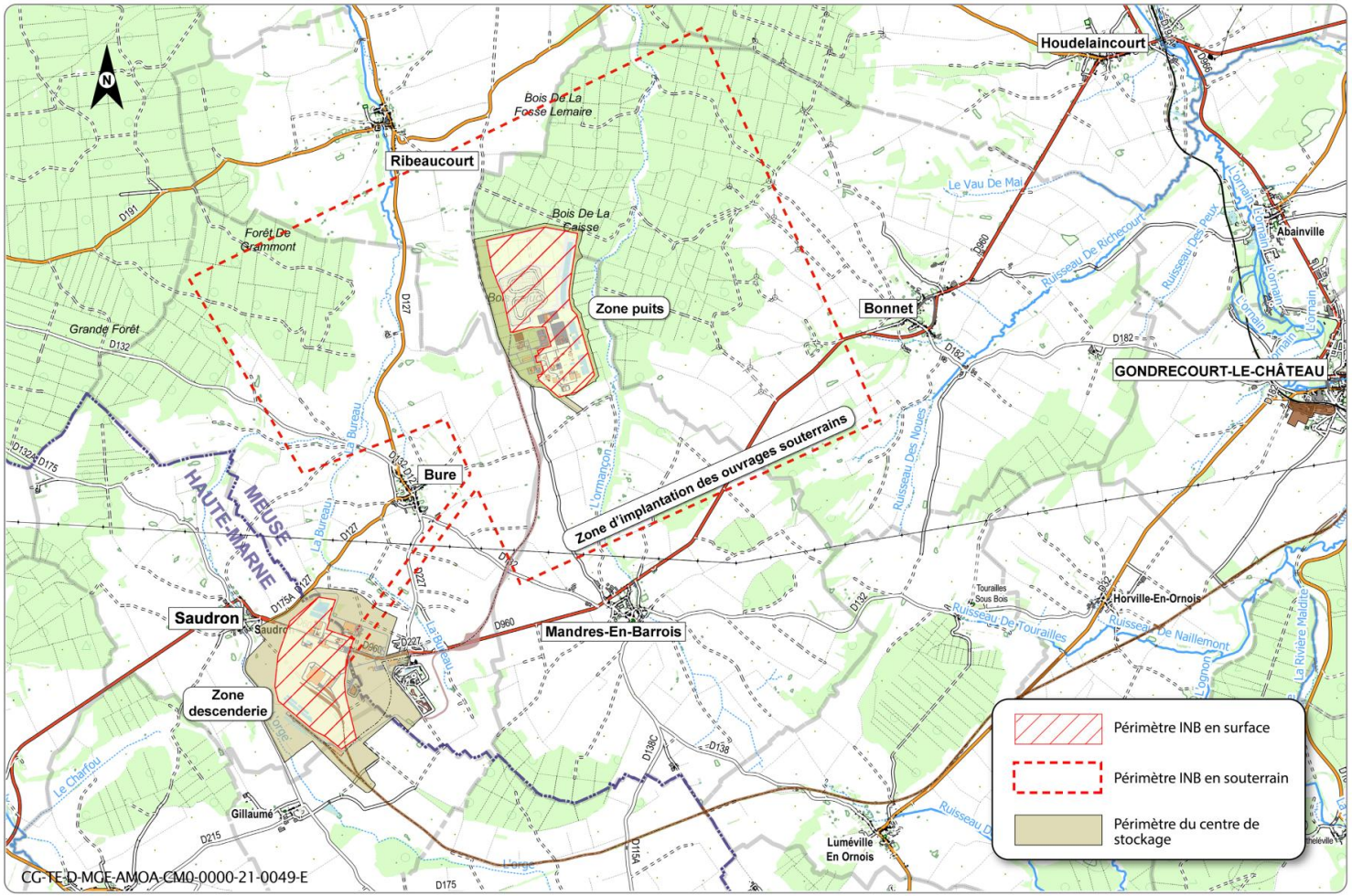


Figure 2-6 Localisation des installations de l'INB Cigéo

2.1.4 Les phases temporelles de l'INB Cigéo

L'INB Cigéo est actuellement en phase de conception initiale. La phase de conception initiale se termine à l'engagement de la phase de construction initiale qui ne peut démarrer qu'une fois l'autorisation de création promulguée par un décret.

À la suite de la phase de conception initiale (comprenant la période d'instruction du dossier de demande d'autorisation de création (DAC) ainsi que des travaux d'aménagement préalables engagés à partir de la délivrance du décret de déclaration d'utilité publique (11), le développement se poursuit sur plusieurs phases successives :

- une phase de construction initiale[7] : une première « tranche », de l'installation est réalisée ; elle porte principalement sur la construction des bâtiments et ouvrages de surface liés à l'exploitation du bâtiment nucléaire de surface EP1, les liaisons surface-fond (puits et descenderies), ainsi que les ouvrages souterrains permettant de recevoir les premiers colis de déchets ;
- une phase de fonctionnement qui se déroule sur une durée d'ordre séculaire et au cours de laquelle ont lieu simultanément des opérations de réception et de mise en stockage de colis et de la construction progressive de l'installation souterraine, par tranches successives, afin de poursuivre la réception des colis de déchets radioactifs ; l'exploitation nucléaire (réception de premiers colis de déchets radioactifs utilisés pour des essais actifs) démarre après l'autorisation de mise en service délivrée par l'autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) ;
- une phase de démantèlement et de fermeture sous réserve d'autorisation ; à ce stade, le plan directeur de l'exploitation (12) propose la fermeture définitive à l'horizon de 2150 ;
- une phase de surveillance puis une phase post-surveillance sous réserve de son autorisation par une loi, après la fermeture définitive de l'installation souterraine et la déconstruction des bâtiments nucléaires de surface.

Le code de l'environnement (article L. 542-10-1) prévoit une phase industrielle pilote pour l'INB Cigéo. Cette phase particulière recouvre la phase de construction initiale et les premières années de la phase de fonctionnement (le code précité précise que « *l'autorisation de mise en service mentionnée à l'article L. 593-11 est limitée à la phase industrielle pilote* »).

Les phases temporelles (phases, objectifs, durées...) auxquelles se réfère la présente étude de maîtrise des risques sont établies selon le plan directeur d'exploitation (12) qui présente le déroulement prévisionnel de référence de l'INB Cigéo ainsi que les grands principes et objectifs de sa phase industrielle pilote.

Les jalons prévisionnels des différentes phases temporelles sont présentés dans la figure 2-7 ci-après.

[7] Cette phase de construction initiale ne peut démarrer qu'après l'obtention du décret d'autorisation de création de l'INB Cigéo.

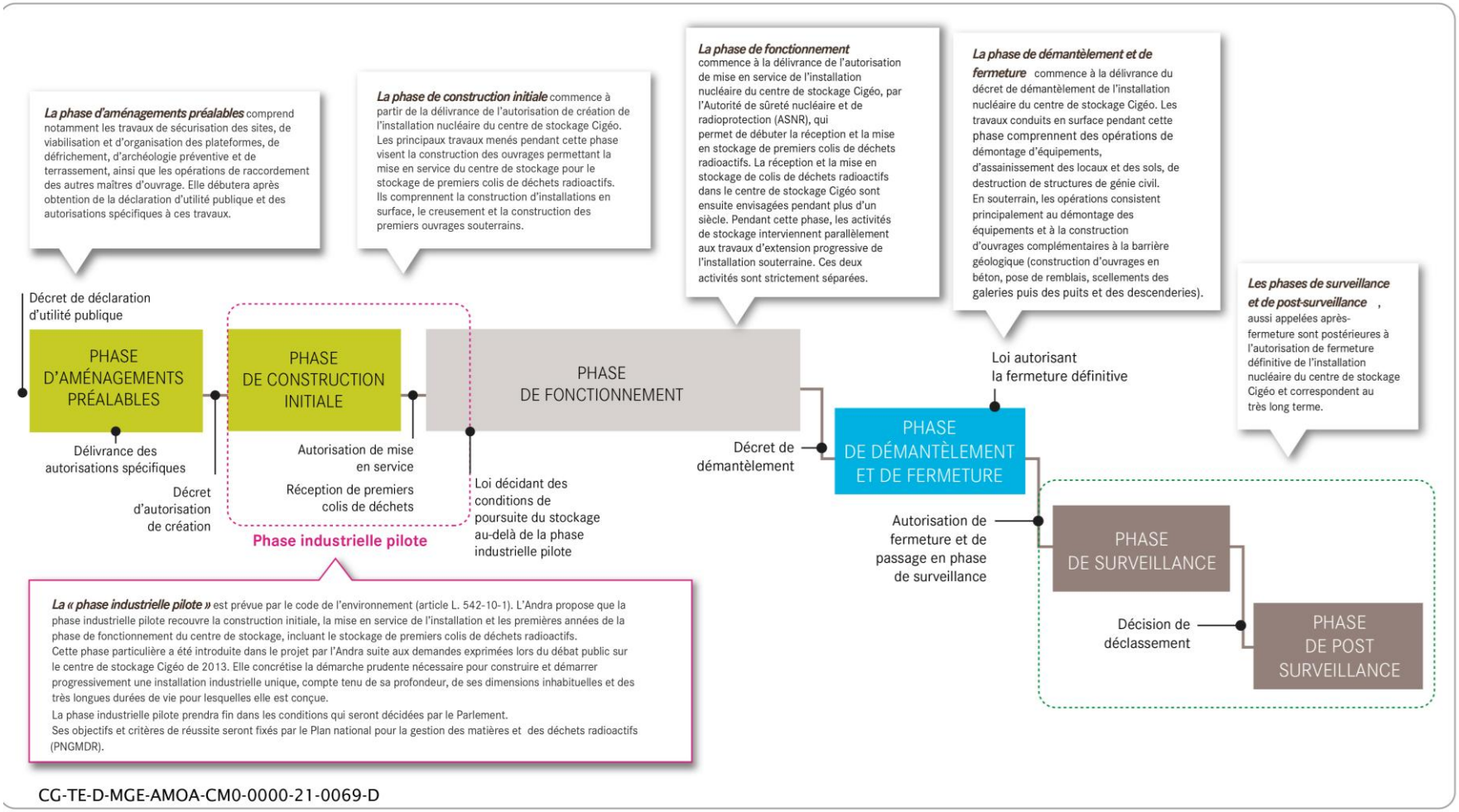


Figure 2-7 Illustration des phases temporelles de l'INB Cigéo

2.2 L'installation nucléaire en zone descenderie

Les convois ferroviaires[8] acheminant les emballages de transport (ET) contenant les colis primaires (CP) de déchets radioactifs arrivent à l'entrée de la zone du terminal ferroviaire nucléaire où ils font l'objet d'un premier contrôle de type administratif.

À l'entrée principale, le convoi routier fait l'objet d'un premier contrôle de type administratif. Une fois autorisé, le convoi est dirigé vers le bâtiment nucléaire de surface EP1.À réception, après un premier contrôle administratif, les wagons des convois sont dirigés vers les bâtiments nucléaires de surface de préparation des colis.

Le contrôle et le déchargement des emballages de transport contenant les colis de déchets sont effectués à l'intérieur des bâtiments suivants :

- un premier bâtiment nucléaire de surface dénommé « Exploitation phase 1 » (EP1), dédié au déchargement, au contrôle et à la préparation pour le stockage des colis de moyenne activité à vie longue (MA-VL) et des premiers colis de haute activité (HA) (cf. Figure 2-8) ;
- un second bâtiment nucléaire de surface, moins étendu, dénommé « Exploitation phase 2 » (EP2), dédié au déchargement, au contrôle et à la préparation pour le stockage des colis HA dits « thermiques » (colis HA1/HA2) qui ne seraient pris en charge qu'à l'horizon 2080. Sa construction et sa mise en service, assujetties à l'obtention des autorisations administratives adéquates, ne sont envisagées qu'après plusieurs décennies d'exploitation.

Les bâtiments nucléaires de la zone « descenderie » assurent des fonctions d'exploitation nucléaire comprenant globalement : la réception, le contrôle et la préparation des emballages de transport contenant les colis primaires de déchets, le déchargement des colis à partir de ces emballages, la constitution des colis de stockage, leur transfert et leur mise en hotte, tout en assurant des contrôles sur les colis à chaque étape.

Les bâtiments nucléaires de la zone descenderie sont reliés à l'ouvrage de la tête de « descenderie colis » pour permettre le transfert des hottes chargées de colis de stockage vers les ouvrages souterrains. Ils sont chacun équipés d'un émissaire permettant de canaliser et contrôler l'air extrait des locaux - *via* la ventilation nucléaire mise en œuvre.

En complément des accès prévus à partir de la zone puits vers la partie souterraine de l'installation (ascenseurs de liaison surface fond), l'ouvrage de la tête de descenderie de service donne accès à la descenderie de service en cas de nécessité (cas des interventions sur la zone funiculaire).

Le bâtiment nucléaire de surface « EP1 » abrite la salle de commande centralisée (SCC) permettant le pilotage et la supervision de l'ensemble des opérations du process nucléaire.

[8] Une minorité de colis de déchets arrivent par voie routière jusqu'à l'INB (cf. « Pièce 2 - Nature de l'installation » (1))

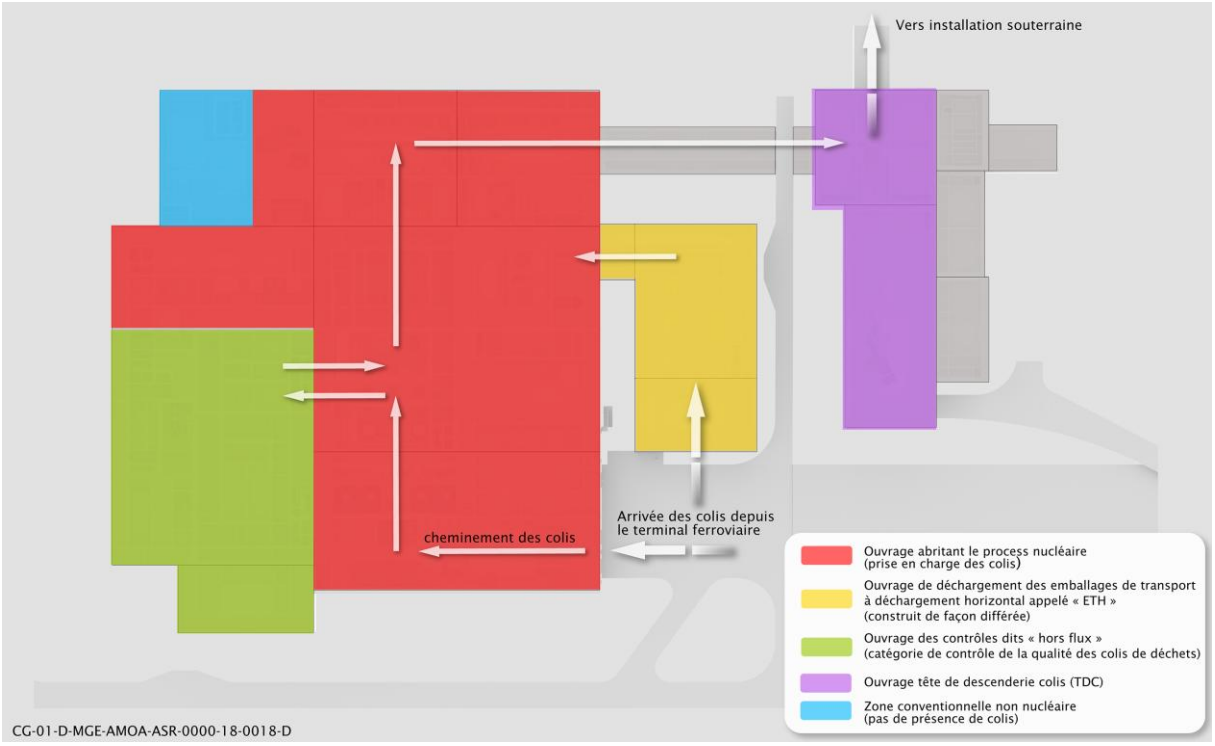


Figure 2-8 *Illustration du principe d'organisation du Bâtiment EP1 et de la tête de descenderie*

2.3 Les ouvrages souterrains

2.3.1 L'organisation des ouvrages souterrains

La zone d'implantation des ouvrages souterrains est organisée en trois quartiers d'alvéoles de stockage comprenant :

- un quartier pilote HA, pour le stockage de colis de haute activité (notamment des colis dégageant peu de chaleur, dits "HA0") dans des alvéoles de stockage HA ;
- un quartier de stockage MA-VL, pour le stockage de colis de moyenne activité à vie longue dans des alvéoles de stockage MA-VL ;
- un quartier de stockage HA, pour le stockage de colis de haute activité dits « HA1/HA2 » à l'horizon de 2080 après décroissance thermique, de colis HA0 et de certains colis de déchets MA-VL vitrifiés dans les alvéoles de stockage entre colis HA.

Le déploiement de ces quartiers est prévu de manière progressive, par tranches successives, et commence par une phase industrielle pilote correspondant au quartier pilote HA et aux premiers alvéoles de stockage du quartier de stockage MA-VL (cf. Figure 2-9).

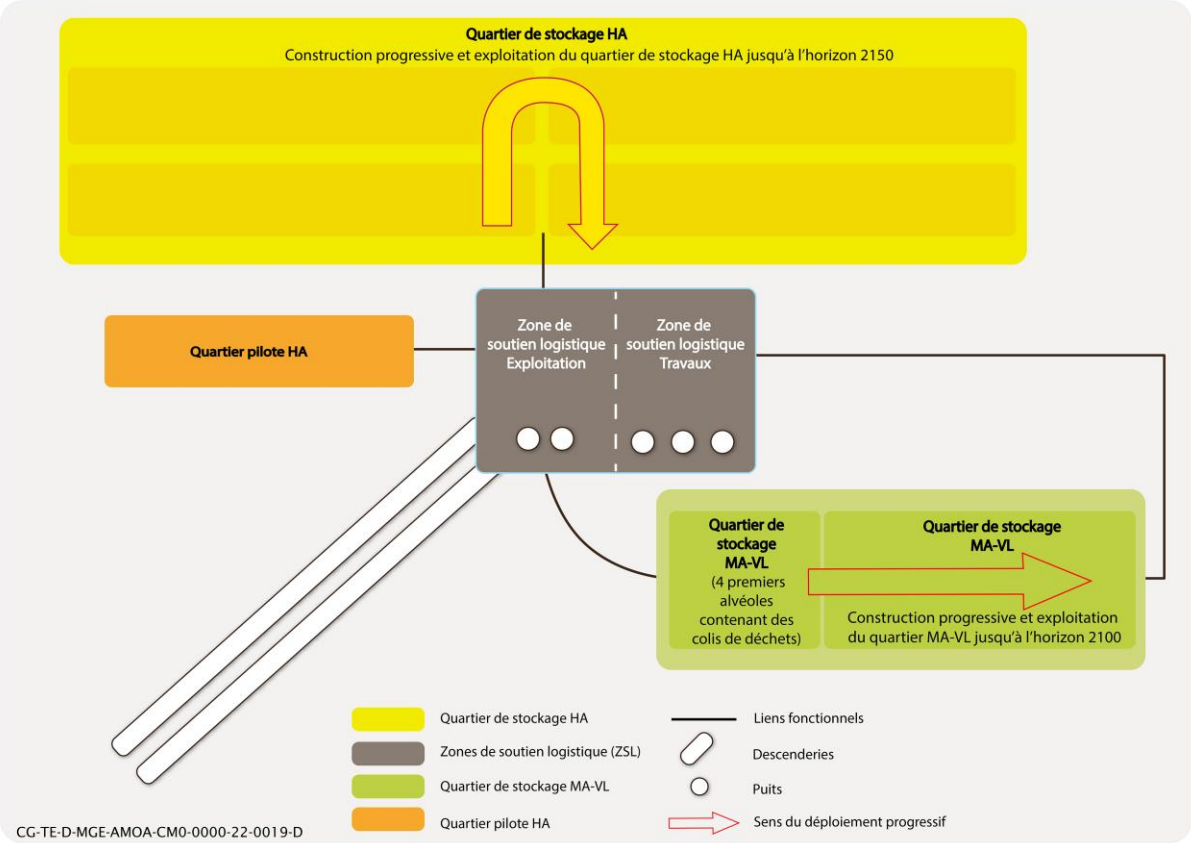


Figure 2-9 *Représentation schématique des ouvrages souterrains de l'INB Cigéo et de leur déploiement dans le temps*

La zone de soutien logistique exploitation (ZSLE) qui supporte les activités de la zone souterraine en exploitation[9] est reliée à la zone descenderie en surface par deux descenderies et à la zone puits par deux puits verticaux :

- la descenderie dite « descenderie colis » permet le transfert des colis de déchets radioactifs de la surface au fond pour leur mise en stockage. Ce transfert se fait au moyen d'un funiculaire ;
- la descenderie dite « descenderie de service », dédiée aux fonctions d'exploitation permet de réaliser les transferts liés à la maintenance et à l'acheminement de matériels et de matériaux, et pour les interventions d'urgence, à l'évacuation des personnels et d'accès aux secours ;
- le puits permettant l'extraction d'air de la zone souterraine en exploitation ;
- le puits assurant l'apport d'air frais et le transfert du personnel vers la zone souterraine en exploitation.

La zone de soutien logistique travaux (ZSLT) qui supporte les activités de la zone souterraine en travaux et par laquelle transitent les équipements et les matériaux pour la construction des ouvrages souterrains est reliée à la zone puits en surface par trois puits :

- le puits permettant l'extraction d'air de la zone souterraine en travaux ;
- le puits assurant l'apport d'air frais et le transfert du personnel vers la zone souterraine en travaux ;
- le puits de transfert des matériels et matériaux.

[9] En partie souterraine, la zone en exploitation correspond à une zone réglementée permettant les opérations de transfert et de stockage des colis de déchets radioactifs. La zone travaux ou sont réalisées les opérations de creusement des nouveaux alvéoles, est complément séparée de la zone exploitation en étant considérée comme une zone non réglementée.

Le déploiement des ouvrages souterrains est réalisé en assurant une séparation physique et une indépendance du fonctionnement entre la zone souterraine en exploitation et la zone souterraine en travaux (cf. Figure 2-10). Chacune de ces zones est reliée à la surface par une zone de soutien logistique (exploitation et travaux) et plusieurs liaisons surface-fond (descenderies et puits).

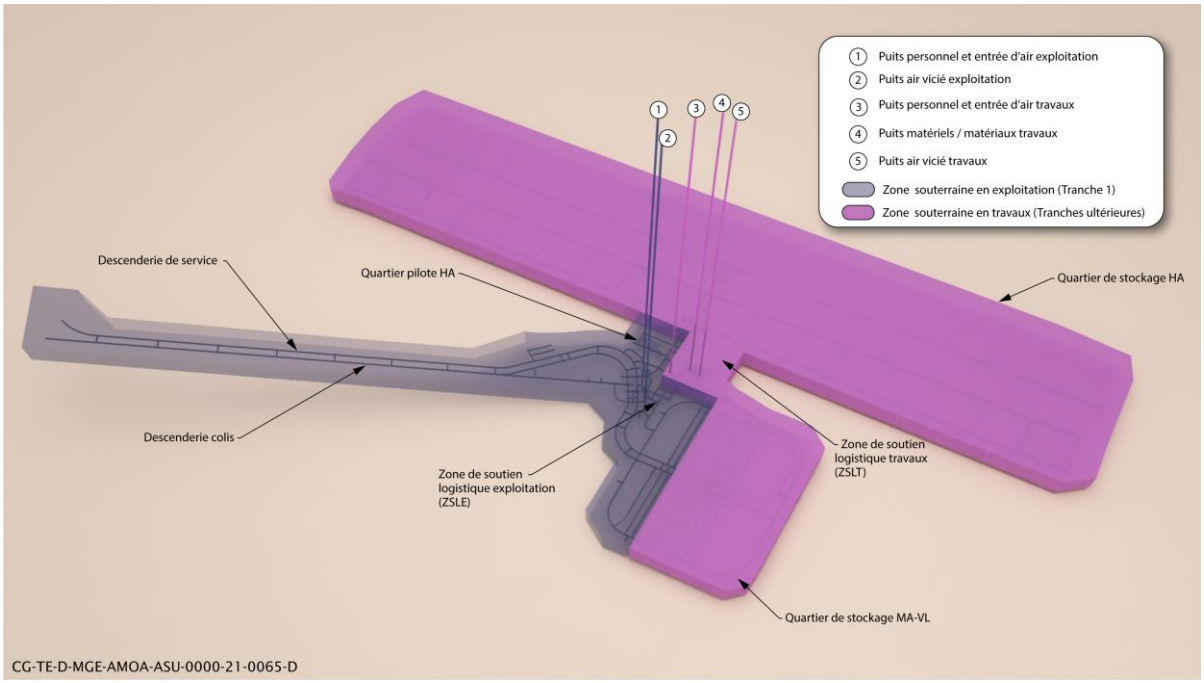


Figure 2-10 *Illustration de principe de la séparation des zones souterraines en exploitation et en travaux et des liaisons surface-fond associées (dimensions et proportions non représentatives)*

2.3.2 Les quartiers de stockage

Le quartier de stockage MA-VL, dédié au stockage des colis de déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL), se situe au sud de la ZIOS. Il est composé de plusieurs types d'ouvrages, répondant aux besoins de l'activité de stockage :

- les galeries de liaison d'exploitation (GLI) nord et sud ;
- les galeries de liaison « travaux » (GLI en travaux) ;
- les galeries de retour d'air (GRA) ;
- les recoupes entre les galeries de liaison et les galeries techniques ;
- les alvéoles dans lesquels sont stockés des colis et un ouvrage dédié aux essais dans lequel ne sont pas stockés de colis, dénommé « démonstrateur ».

Au début du déploiement (tranche 1), quatre premiers alvéoles et le démonstrateur MA-VL sont réalisés. Sous réserve d'autorisation, les autres alvéoles et recoupes sont ensuite déployés progressivement pendant la phase de fonctionnement.

Les alvéoles MA-VL (cf. Figure 2-11) permettent le stockage des colis de déchets MA-VL, acheminés en hotte par chariot de transfert et navettes depuis le pied de descenderie colis. Ils sont dimensionnés et organisés en fonction de la nature et des dimensions du type de colis MA-VL qu'ils accueillent afin de limiter le taux de vide après remplissage.

Les alvéoles de stockage MA-VL sont des ouvrages en béton avec revêtement, d'une longueur utile de stockage des colis de déchets de plusieurs centaines de mètres. Les alvéoles MA-VL sont ventilés de façon traversante, c'est-à-dire que l'air frais est propulsé à une extrémité et l'air vicié est extrait à l'autre.

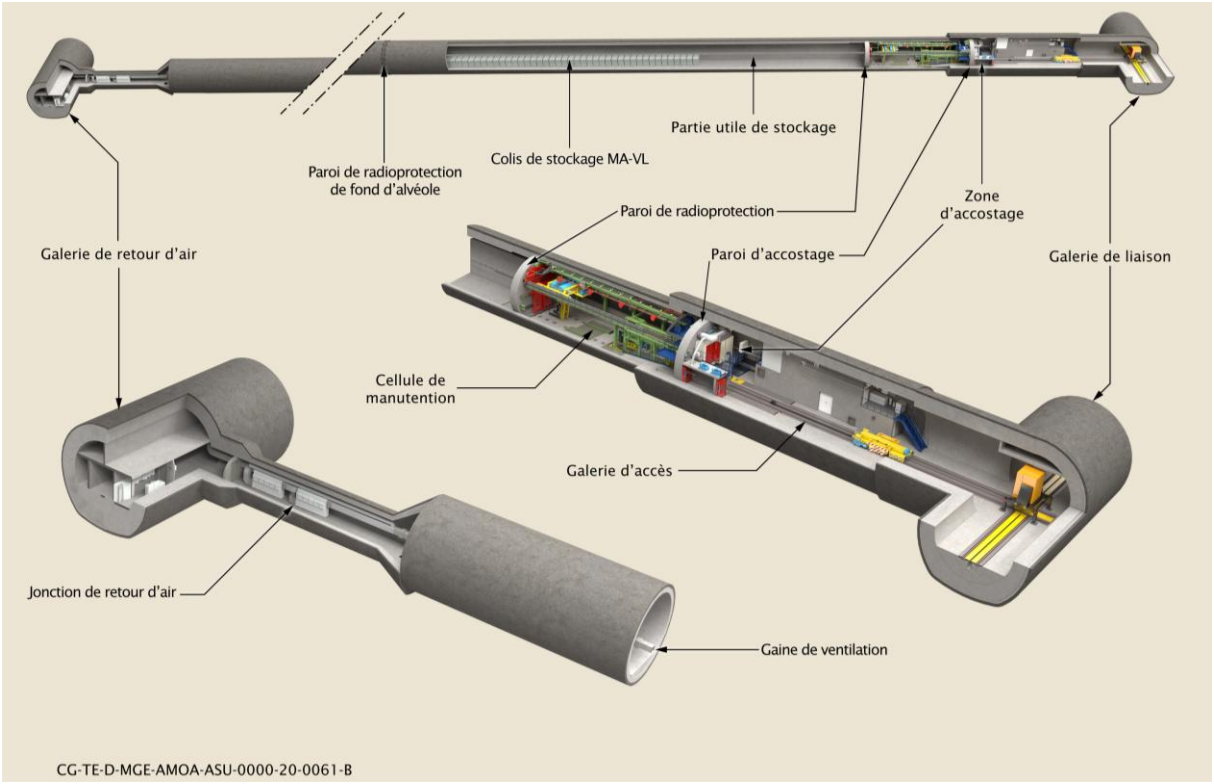


Figure 2-11 Schéma illustratif d'un alvéole MA-VL

Le quartier pilote HA est destiné au stockage de premiers colis de déchets HA, notamment ceux dégageant peu de chaleur dénommés « HA0 ». Il comprend une galerie de liaison, une galerie évacuation/secours et une galerie d'accès. Les alvéoles du quartier pilote HA sont des ouvrages borgnes, faiblement inclinés et revêtus d'un chemisage en acier. Ils sont distribués en partie nord de la galerie d'accès.

Les alvéoles du quartier pilote HA sont des ouvrages borgnes, faiblement inclinés et revêtus d'un chemisage en acier. La longueur des alvéoles du quartier pilote HA est de l'ordre de 80 mètres (cf. Figure 2-12).

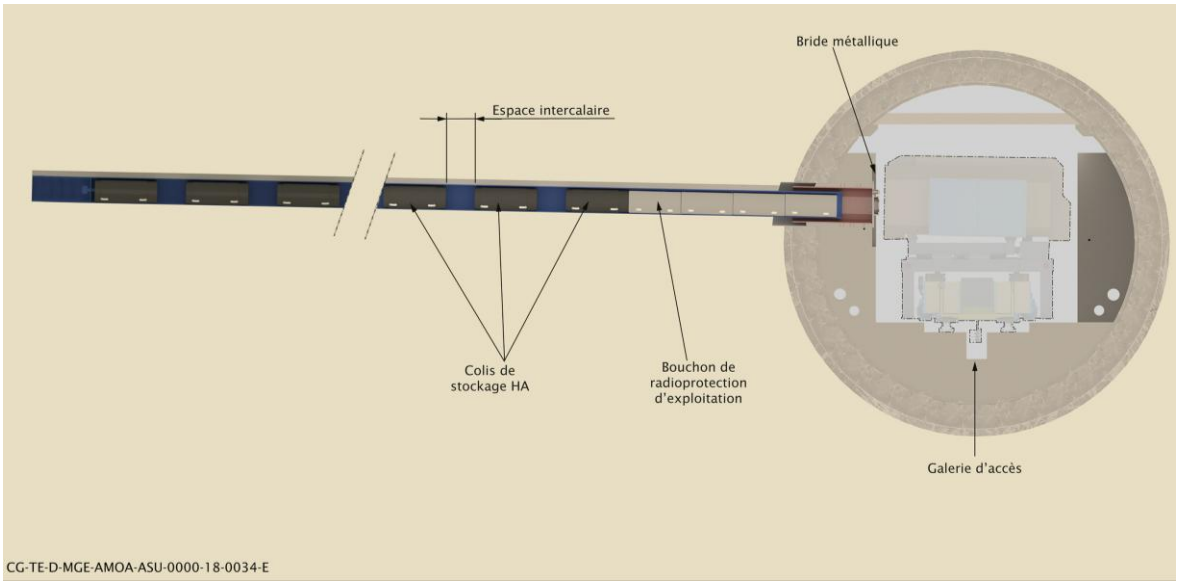


Figure 2-12 Coupe longitudinale schématique d'un alvéole HA

Le quartier de stockage HA comporte des sous-quartiers (environ un millier d'alvéoles) et est destiné principalement au stockage des déchets HA à l'horizon 2080. Il est composé de plusieurs types d'ouvrages (galeries de liaison d'exploitation (GLI), travaux et évacuation/secours, galeries d'accès, alvéoles de stockage, recoupes entre les galeries de liaison et entre les galeries d'accès) qui assurent les mêmes fonctions que ceux du quartier pilote HA et sont conçus, à ce stade des études, sur des principes similaires sans préjuger des développements et optimisations futurs, notamment relatifs à leur allongement (intégrant le retour d'expérience de l'exploitation du quartier pilote HA et des évolutions technologiques disponibles) qui pourraient être mis en œuvre d'ici sa mise en service.

2.4 L'installation nucléaire en zone puits

La zone puits comprend les émergences des cinq puits et leurs ouvrages supports. Elle est séparée en deux zones distinctes, comme dans l'installation souterraine, permettant de séparer les activités d'exploitation des activités de travaux.

En zone exploitation, sont implantés les émergences des deux puits de la zone de soutien logistique exploitation (ZSLE), intégrant leur machinerie et les usines de ventilation associées à l'alimentation et à l'extraction de l'air de la zone souterraine en exploitation. L'émergence du puits d'extraction d'air est équipée d'un dispositif permettant de canaliser et contrôler les rejets atmosphériques potentiellement radioactifs issus de la zone de stockage en souterrain. La zone exploitation abrite également un poste spécifique pour la sécurité incendie et les secours aux personnes en zone souterraine (poste complémentaire au PCS en zone descenderie) ainsi qu'un bâtiment permettant notamment de gérer les accès pour les opérations de maintenance.

En zone travaux, sont implantés les émergences des trois puits de la zone de soutien logistique travaux (ZSLT), intégrant leur machinerie et les usines de ventilation associées à l'alimentation et à l'extraction de l'air de la zone souterraine travaux. Cette zone comprend également une zone de dépôt des déblais d'excavation de la couche du Callovo-Oxfordien, appelée verses, déployées progressivement. Une partie de ces déblais sont conservés en vue de la fermeture des ouvrages souterrains.

2.5 Les principales opérations

Les différentes opérations prévues sur les colis de déchets, depuis leur réception en surface jusqu'à leur transfert en souterrain dans les alvéoles de stockage, sont effectuées selon un processus continu.

Les opérations nucléaires (liés à la présence de colis de déchets radioactifs) sont principalement des opérations de manutention de colis de déchets radioactifs. Ces opérations couvrent :

- la réception, le contrôle et la préparation des emballages de transport contenant les colis de déchets HA et MA-VL provenant des installations nucléaires des producteurs de déchets (dits « colis primaires ») majoritairement acheminés par voie ferroviaire (jusqu'au terminal ferroviaire nucléaire de l'INB) et ponctuellement par voie routière ;
- le déchargement des colis primaires à partir des emballages ;
- la préparation des colis en vue de la mise en stockage (dits « colis de stockage de déchets ») ;
- la mise en place des colis de stockage dans les hottes de transfert ;
- l'acheminement des hottes vers l'entrée de la descenderie colis et la mise en place de la hotte sur le chariot du funiculaire ;
- la descente du funiculaire *via* la « descenderie colis » jusqu'au niveau des ouvrages souterrains à environ 500 mètres de profondeur ;
- le transfert des hottes dans les galeries souterraines, notamment *via* une navette de transfert robotisée sur rails ;

- la mise en alvéole des colis de stockage, placés à l'horizontal dans des micro-tunnels pour ce qui concerne les colis de déchets HA ou disposés sur un ou plusieurs niveaux dans des tunnels pour ce qui concernent les colis de déchets MA-VL ;
- les opérations de retrait sur un nombre limité de colis dites « opérations de retrait d'exploitation ».

En phase de fonctionnement de l'INB Cigéo, les travaux de construction et d'équipement d'ouvrages souterrains (creusement des nouveaux alvéoles et gestion des verses) sont réalisés en parallèle de l'exploitation des ouvrages déjà mis en service. Ces travaux sont réalisés au sein d'une zone non réglementée - complètement séparée de la zone d'exploitation, avec un raccordement progressif des nouveaux ouvrages construits aux ouvrages déjà exploités.

Par ailleurs, des opérations sont menées au sein du périmètre de l'INB, en surface et en souterrain, en support aux activités menées, notamment :

- la réalisation de contrôles et essais périodiques liés à la surveillance de l'installation ;
- la réalisation de la surveillance radiologique de l'installation (gestion de la dosimétrie du personnel, contrôles radiologiques dans les locaux des installations, contrôles des effluents liquides et gazeux potentiellement radioactifs…) ;
- la réalisation des opérations de maintenance et/ou de jouvence ;
- la gestion des utilités (ventilation, eaux, électricité...) ainsi que le traitement des effluents liquides ;
- la gestion de l'alimentation électrique haute-tension ;
- le pilotage et la supervision de la ventilation au sein des bâtiments nucléaires ;
- la gestion des accès dans les différentes zones de l'installation (contrôles des personnes, surveillance des clôtures, contrôles des entrées/sorties des véhicules et matériels …) ;
- la gestion de la sécurité (notamment liée au risque incendie) ainsi que les secours aux personnes...

Enfin, en lien avec le développement progressif, sont également menées au sein du périmètre INB, des opérations d'exploitation dans la durée de démonstrateurs (ouvrages inactifs).

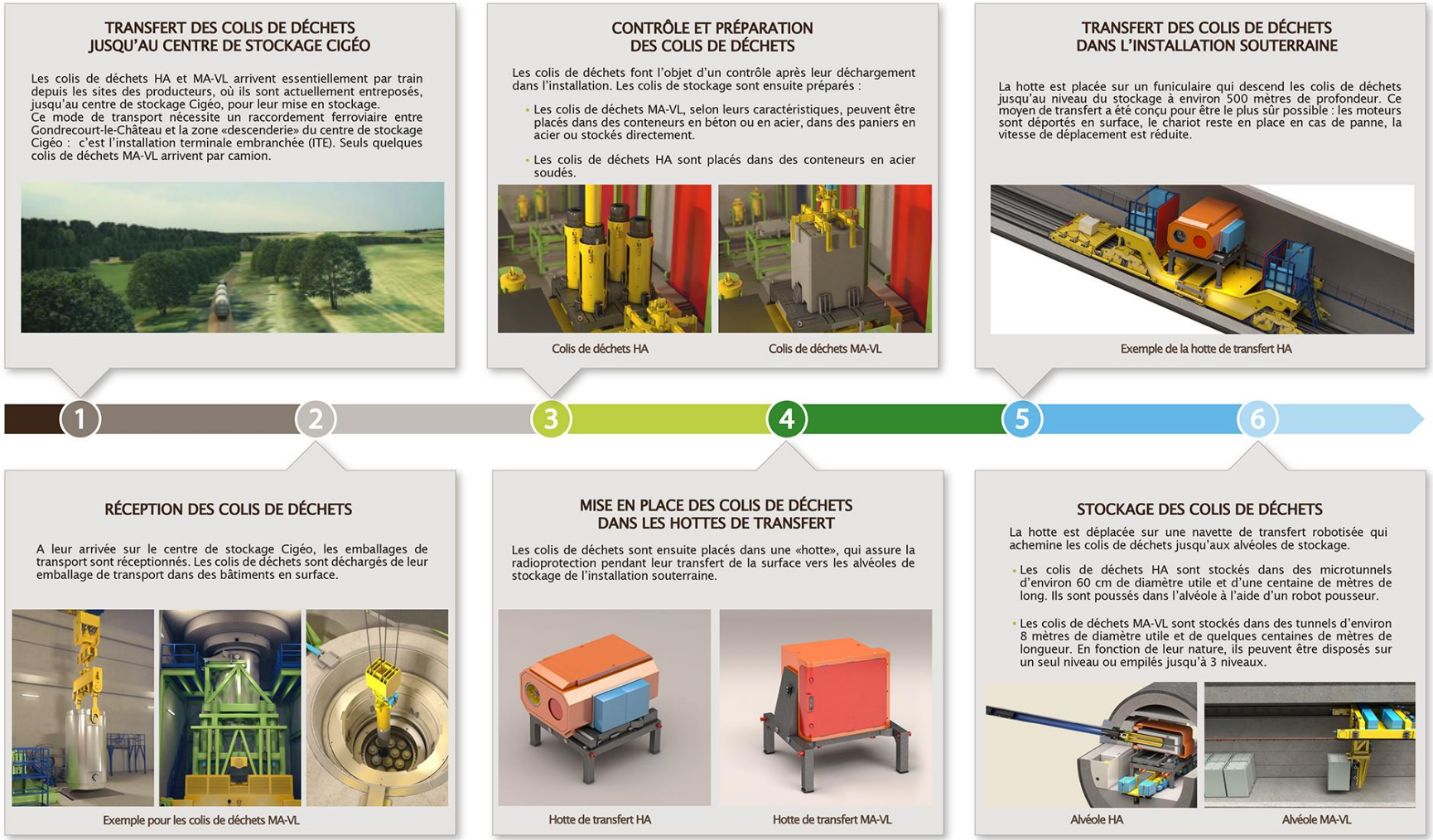


Figure 2-13 Illustration du cheminement des colis de déchets HA et MA-VL jusqu'à leur emplacement de stockage

2.6 Le système de stockage après fermeture

Conformément au guide de sûreté n° 1 relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde (2), la protection de la santé des personnes et de l'environnement constitue l'objectif fondamental de sûreté assigné au stockage des déchets radioactifs en formation géologique profonde. La sûreté après fermeture est assurée de façon passive, c'est-à-dire que les personnes et l'environnement sont protégés des radionucléides et des substances toxiques chimiques contenus dans les déchets radioactifs, sans qu'il soit nécessaire d'intervenir.

Une fois l'autorisation de fermer définitivement l'INB, les installations de surface des zones descenderies et puits auront déjà été démantelées et l'ensemble de l'installation souterraine aura été remblayé, les scellements auront été mis en place dans les galeries et dans les liaisons surface-fond (cf. » Pièce 13 - Plan de démantèlement, de fermeture et de surveillance » (13)).

Afin de répondre à l'objectif fondamental de protection des personnes et l'environnement contre les risques liés à la radioactivité des déchets, le système de stockage après fermeture consiste à isoler les déchets des phénomènes de surface et des actions humaines sur le long terme et limiter la migration jusqu'à la surface des radionucléides et substances toxiques contenus dans les déchets.

Le système de stockage après fermeture (cf. Figure 2-14) comprend alors trois grandes catégories de composants :

- la couche du Callovo-Oxfordien (composant central vis-à-vis de la sûreté après fermeture), formation hôte dans laquelle sont implantées les zones de stockage ;
- l'installation souterraine (telle que construite et dans laquelle sont stockés les colis de déchets radioactifs à la fin de la phase de fonctionnement) remblayée et scellée ;
- les ouvrages de fermeture de l'installation souterraine qui sont de deux types :
  - ✓ des « scellements » qui correspondent à des ouvrages de faible perméabilité implantés de manière locale dans des galeries et les liaisons surface-fond. Ces scellements ont comme objectif (i) de s'opposer à la circulation d'eau dans le stockage pour éviter qu'elle ne constitue un facteur d'altération des déchets et un vecteur de migration des radionucléides et substances toxiques chimiques, et (ii) de laisser passer les gaz pendant le transitoire hydraulique-gaz ;
  - ✓ des remblais qui ont pour but de limiter les déformations à long terme de la couche du Callovo-Oxfordien, afin d'en préserver les caractéristiques.

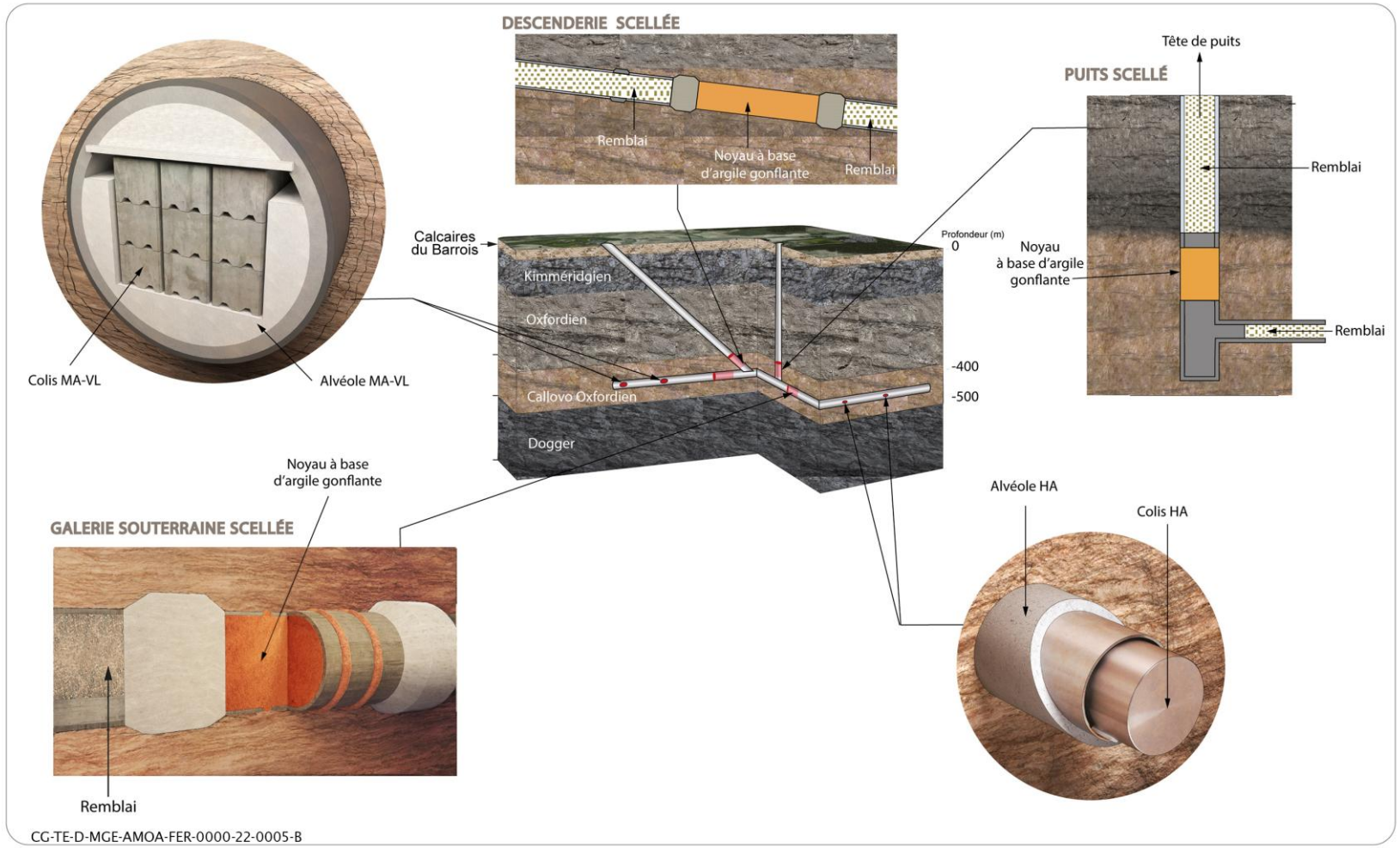


Figure 2-14 *Illustration de l'installation souterraine de l'INB Cigéo après fermeture (c'est-à-dire une fois remblayée et scellée sous réserve de l'autorisation de sa fermeture par une loi)*

3

La démarche générale de sûreté

3.1 Une démarche qui vise l'objectif de protection à long terme après fermeture tout en maîtrisant les risques pendant la phase de fonctionnement 48

3.2 Une démarche encadrée par la réglementation et cohérente avec les pratiques nationales et internationales 50

3.3 Des fonctions de sûreté à satisfaire 53

3.4 Une démonstration de sûreté qui s'appuie sur un socle de connaissances 56

3.5 Mise en œuvre des principes et fonctions de sûreté dans la conception 64

3.6 Une démonstration de sûreté qui s'appuie sur deux analyses de risques 82

3.1 Une démarche qui vise l'objectif de protection à long terme après fermeture tout en maîtrisant les risques pendant la phase de fonctionnement

Le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) dédié au stockage en formation géologique profonde cible en particulier la démonstration de sûreté après fermeture. Il définit les objectifs qui doivent être retenus, notamment pour la conception et précise qu' « *après la fermeture de l'installation de stockage, l'objectif fondamental du stockage est d'assurer la protection de la santé de l'homme et de l'environnement* ».

Cet objectif a été pris en compte dès le démarrage du projet *via* des itérations périodiques entre l'acquisition de la connaissance scientifique et technologique, les études de conception et les évaluations de la sûreté associées, permettant de vérifier de manière intégrée la performance des composants (naturel et ouvragés) du stockage vis-à-vis des fonctions de sûreté qui leur sont assignées[10].

En accord avec le code de l'environnement (article R. 593-16), la « Pièce 7 - Version préliminaire du rapport de sûreté » relative à une INB consacrée au stockage de déchets radioactifs (14), et donc la présente étude de maîtrise des risques qui en est la synthèse, couvre la phase de long terme après fermeture et la phase de fonctionnement[11].

Compte tenu de cette spécificité, la démonstration de sûreté appliquée à l'INB Cigéo s'appuie sur deux démarches de sûreté menées en parallèle et de façon intégrée afin d'assurer un lien constant et structuré entre les objectifs à long terme après fermeture et pendant le fonctionnement (dit également « en exploitation »). Ainsi :

- Pour la phase de fonctionnement, la démarche de sûreté s'apparente à une démarche classique appliquée par les autres installations nucléaires :
  - ✓ les règles et pratiques sont communes à toute installation nucléaire de base (règles fondamentales de sûreté (RFS), guides de sûreté...) ;
  - ✓ les fonctions de sûreté et la démonstration de sûreté (défense en profondeur, analyses de risques et scénarios, évaluations de conséquences) sont notamment établies en cohérence avec l'arrêté du 7 février 2012 (15) ;
  - ✓ leur mise en œuvre est adaptée aux spécificités de l'installation souterraine (ouvrages en souterrain, concomitance de travaux de construction et d'exploitation nucléaire en souterrain, longueur des ouvrages, durée du fonctionnement d'ordre séculaire...).

[10] La sûreté après la fermeture a guidé le choix des composants du système de stockage de l'installation souterraine après la fermeture définitive, dès le début de la conception de l'installation souterraine sans attendre de s'en préoccuper au moment de la fermer définitivement (pour rappel dès 1991 en application de la RFS.III.2.f (4), comme indiqué en annexe 1 du présent document).

[11] Selon le même article, le plan de démantèlement demandé pour une INB est remplacé par un plan de démantèlement, de fermeture et de surveillance pour une INB de stockage (cf. Pièce 13 du dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo).

- pour la phase après-fermeture et à long terme, la démarche de sûreté est propre au stockage et destinée à garantir la sûreté « passive » à long terme une fois l'installation de stockage fermée définitivement (c'est-à-dire l'installation souterraine remblayée et scellée) :
  - ✓ le guide de sûreté n° 1 de l'ASN fixe les objectifs qui doivent être retenus (2), notamment :
    - les objectifs de protection de la santé des personnes et de l'environnement, les fonctions de sûreté ;
    - les principes de sûreté et les bases de conception de l'installation de stockage liées à la sûreté.
  - ✓ la démonstration de la sûreté du stockage se fonde sur l'analyse du comportement du système de stockage afin de vérifier l'efficacité des composants vis-à-vis des fonctions de sûreté après fermeture. Elle s'attache également par une analyse des risques et incertitudes résiduelles à évaluer les risques que des fonctions de sûreté après fermeture ne soient pas atteintes. Un ensemble de scénarios représentant les différentes évolutions du stockage sur le long terme sont identifiés et classés selon une nomenclature. L'évaluation quantitative des scénarios à l'aide d'un ensemble d'indicateurs, permet de porter un jugement vis-à-vis de l'objectif de protection de l'homme et de l'environnement, sur la bonne réalisation des fonctions de sûreté en évaluation normale ainsi que sur la robustesse d'ensemble du système de stockage en cas de non-réalisation d'une fonction.

Les études de conception (la recherche notamment de disposions techniques et organisationnelles) visent ainsi à répondre à des fonctions de sûreté (après fermeture et en exploitation) et à maîtriser les risques (d'origine interne ou externes) (cf. Figure 3-1). Ainsi :

- les bâtiments et ouvrages nucléaires en surface, ainsi que les moyens de manutention sont conçus pour maîtriser les risques en exploitation ;
- les ouvrages souterrains sont conçus pour maîtriser l'ensemble des risques en fonctionnement et une fois fermés ;
  - ✓ les solutions techniques des composants ouvragés du système de stockage après fermeture en complément de la couche géologique reposent sur l'analyse de leur compatibilité avec une exploitation sûre ;
  - ✓ les dispositions prises pour maîtriser les risques lors de l'exploitation de l'installation souterraine en phase de fonctionnement visent à préserver les caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien.

Les études de conception et de sûreté s'appuient sur la connaissance des deux grandes données d'entrées suivantes :

- les colis de déchets HA et MA-VL qui sont les objets à stocker, c'est-à-dire leurs caractéristiques intrinsèques (nature, géométrie, inventaire en radionucléides, thermicité...) et leur comportement sur de longues échelles de temps ;
- la couche du Callovo-Oxfordien, c'est-à-dire ses caractéristiques (géologique, chimique, hydraulique, mécanique, thermique...) et son comportement sur de longues échelles de temps.

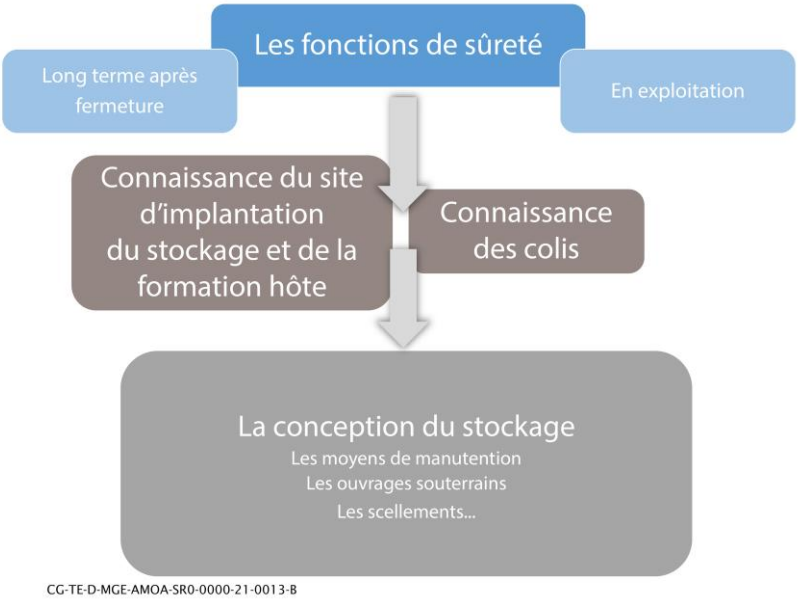


Figure 3-1 Illustration des liens sûreté-conception-connaissances

3.2 Une démarche encadrée par la réglementation et cohérente avec les pratiques nationales et internationales

3.2.1 Un cadre réglementaire et des guides

Toute INB est soumise au régime légal du code de l'environnement relatif aux installations nucléaires de base. Cette réglementation encadre des installations qui, par leur nature ou en raison de la quantité ou de l'activité des substances radioactives qu'elles contiennent, constituent des sources de rayonnements ionisants qui peuvent produire des émissions radioactives (effluents, déchets) en fonctionnement normal ou en cas d'accident.

En complément, des règles fondamentales et guides sont également formulés par l'ASNR.

» LES REGLES FONDAMENTALES DE SURETE

Les règles fondamentales de sûreté (RFS) qui sont publiées par l'ASNR constituent un ensemble de recommandations issues du retour d'expérience de la conception et de l'exploitation d'installations nucléaires ainsi que sur les études et recherche.

Les RFS ont vocation à être progressivement remplacées par les guides de l'ASNR.

À titre illustratif, la RFS III.2.f de 1991 (4) relatif au stockage en formation géologique profonde a été remplacée en 2008 par le guide de sûreté n° 1 (2).

L'ensemble des RFS et guides sont disponibles sur le site de l'ASNR[12].

[12] www.asn.fr/l-asn-reglemente/rfs

Pour ce qui concerne l'INB Cigéo, l'ASN a publié ainsi le guide de sûreté n° 1 (1) » qui définit l'objectif fondamental du stockage de déchets radioactifs. Le guide précise dans son chapitre 1.4 le principe suivant :» *La protection de la santé des personnes et de l'environnement constitue l'objectif fondamental de sûreté assigné au stockage des déchets radioactifs en formation géologique profonde. Elle doit être assurée envers les risques liés à la dissémination de substances radioactives et de toxiques chimiques ».*

Ce guide indique également : « *Après la fermeture de l'installation de stockage, la protection de la santé des personnes et de l'environnement ne doit pas dépendre d'une surveillance et d'un contrôle institutionnel qui ne peuvent pas être maintenus de façon certaine au-delà d'une période limitée. En conséquence, le milieu géologique est choisi et l'installation de stockage est conçue de telle sorte que sa sûreté après fermeture soit assurée de façon passive afin de protéger les personnes et l'environnement des substances radioactives et des toxiques chimiques contenus dans les déchets radioactifs, sans qu'il soit nécessaire d'intervenir ».*

La démarche de sûreté retenue par l'Andra suit également les textes relatifs à la sûreté du stockage en couche géologique profonde (standards, documents techniques rassemblant des pratiques), émis par les organismes internationaux (AIEA[13], AEN[14], CIPR[15]) qui fixent des principes et établissent des références communes à tous.

3.2.2 Les pratiques au niveau national

L'Andra échange également avec les exploitants nucléaires sur les référentiels et leur mise en œuvre.

Par ailleurs, l'Andra fait appel à des compétences nombreuses et de nature diverses et complémentaires. Celles-ci couvrent ainsi un vaste champ de domaines qui sont au cœur de la conception, la réalisation, l'exploitation et la sûreté du stockage géologique : par exemple les géosciences (géologie, sédimentologie structurale, géomécanique, géochimie, tectonique/sismicité, hydrogéologie…), la radiochimie, les sciences des matériaux, les sciences du climat, les travaux souterrains, le génie civil, le génie nucléaire, les mathématiques appliquées, la simulation numérique, la métrologie, la science des données, la radioprotection, la sécurité incendie…

L'Andra s'adresse ainsi à des organismes divers (centres de recherche, universités, établissements publics à caractères scientifique et technologique, ingénieries, grands groupes de la filière nucléaire, des travaux publics ou des travaux souterrains, institutions/associations professionnelles, sociétés savantes…) dont la compétence dans un domaine donné est reconnue. Cela permet à l'Andra de disposer d'une base de connaissances et d'une analyse solide dans chaque domaine mobilisé. Par ailleurs, en regard du caractère pluridisciplinaire des sujets traités, l'Andra établit le croisement entre les différentes compétences et domaines afférents, afin notamment de s'assurer de la cohérence d'ensemble en termes d'analyse de risques et de sûreté.

En complément, l'Andra s'est également attachée à soumettre les résultats des travaux de conception et de sûreté à une évaluation indépendante par un comité faisant intervenir des experts externes ou par des revues de conception à chaque étape du développement du centre de stockage Cigéo faisant également appel à des experts externes.

[13] AIEA : Agence internationale de l'énergie atomique
[14] AEN : Agence de l'énergie nucléaire
[15] CIPR : Commission internationale de la radioprotection

3.2.3 Les pratiques internationales

La démarche de sûreté retenue par l'Andra suit les textes relatifs à la sûreté, émis par les organismes internationaux (standards de sûreté de l'AIEA, SRL de WENRA, brochures de l'OCDE) qui fixent des principes et permettent le dialogue avec la communauté internationale, en établissant des références communes à tous.

Par ailleurs, pour disposer d'une base commune et éprouvée de connaissances, de méthodes et d'analyses ainsi que de partager les retours d'expériences, l'Andra est également fortement impliquée dans des coopérations internationales, notamment avec ses homologues étrangers, au travers de collaborations bilatérales ou multilatérales (collaborations entre l'Andra et son homologue suisse Nagra par exemple...), de projets européens (cf. IGD-TP) ou d'instances internationales (*Post-closure safety case* (16), *workshop scenario (17)*, projet AEN MeSA (18), projet AIEA BIOMASS (19)).

3.2.3.1 Les instructions, revues ou équivalents externes permettant de vérifier la cohérence avec les pratiques nationales et internationales

Depuis 1991, les différents dossiers sont soumis à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Ses avis sont établis sur la base d'un travail d'instruction technique mené par l'Institut de radioprotection et de sûreté (IRSN) et soumis à des groupes permanents d'experts. Maillon important de l'organisation de la sûreté nucléaire en France, un groupe permanent d'experts est une instance constituée d'experts nommés en raison de leurs compétences et de leur expérience professionnelle. Ils sont issus des milieux universitaires et associatifs mais aussi des exploitants concernés par les sujets traités et de l'IRSN. Depuis le 1er janvier 2025, l'ASN et l'IRSN ont fusionné au sein de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR), qui reprend désormais les missions d'expertise et de recherche de l'IRSN.

Instaurée par la loi du 30 décembre 1991 (3) puis celle de 2006 (5), la Commission nationale d'évaluation (CNE) qui a pour mission d'évaluer la qualité des travaux de l'Andra, produit un rapport annuel dans lequel elle émet un avis sur ces travaux. Ses avis et recommandations constituent des données d'entrées pour affiner les priorités du programme de recherche et de manière générale les travaux de conception et d'évaluation de sûreté.

Afin de vérifier la cohérence au regard des pratiques internationales, à la demande des ministères de tutelle de l'Andra, deux revues par les pairs ont été organisées respectivement en 2002 et 2005 par l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE.

EN 2016, LES OPTIONS DE SURETE ONT FAIT L'OBJET D'UNE REVUE INTERNATIONALE SOUS L'EGIDE DE L'AIEA

Souhaitant disposer du regard de pairs internationaux dans le cadre de l'instruction du « Dossier d'options de sûreté » (20, 21) (DOS) du projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde Cigéo, l'ASN a demandé à l'AIEA d'organiser une revue internationale de ce dossier par des experts appartenant à des autorités de sûreté étrangères (22)[16].

A l'issue de cette revue et de l'instruction du dossier d'options de sûreté par l'IRSN (23), l'ASN dans son avis du 11 janvier 2018 (24) mentionne ainsi que « l'Andra a *retenu des principes globalement satisfaisants dans la démarche de sûreté en exploitation et après fermeture, cohérents avec le guide de sûreté de l'ASN de février 2008 susvisé et les travaux d'instances internationales* ».

[16] Les éléments plus détaillés sont accessibles via l'adresse suivante du site de l'ASN www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/cigeo-revue-internationale-du-dossier-d-options-de-surete.

3.2.3.2 La gouvernance interne

En termes de gouvernance interne, l'Andra s'appuie sur différentes instances indépendantes et constituées d'experts reconnus dans leur domaine, en particulier un conseil scientifique et des comités techniques spécialisés, comme le comité industriel, le comité des travaux souterrains, le comité d'orientation et de suivi des expérimentations dans le Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne, ou le comité sûreté et environnement. Ces instances contribuent au système de revues internes dédiées à l'analyse des données, modèles et choix de sûreté à retenir pour les évaluations de sûreté. Ces revues permettent de valider les choix et leurs justifications.

Le Conseil scientifique de l'Andra, nommé par décret par les ministères de tutelle de l'Agence, est chargé d'émettre des avis et recommandations sur les priorités des recherches menées par l'Andra et d'en évaluer les résultats, notamment en regard des enjeux d'acquisition ou d'utilisation des connaissances scientifiques et technologiques pour la conception et la sûreté du système de stockage. À ce titre, le Conseil scientifique a examiné systématiquement tout ou parties des dossiers antérieurs et à chaque itération de connaissances/conception/sûreté.

La vérification de la cohérence avec les pratiques nationales et internationales est un exercice qui est mené périodiquement par l'Andra et sera poursuivi tout au long du déploiement de l'INB Cigéo.

3.3 Des fonctions de sûreté à satisfaire

3.3.1 Les fonctions de sûreté pendant la phase après fermeture à long terme[17]

L'Andra identifie et organise comme suit les fonctions de sûreté du système de stockage Cigéo en après fermeture :

La première fonction fondamentale de sûreté après fermeture consiste à isoler les déchets des phénomènes de surface et des actions humaines dites « banales[18] ».

Le fait que les déchets soient « isolés » de la surface signifie qu'il existe entre ces deux éléments une séparation physique, un éloignement visant à prémunir l'homme et l'environnement des dangers liés à la présence des déchets. Cet éloignement préserve le stockage des phénomènes de surface, de l'érosion ainsi que des activités humaines « banales » et limite ainsi la possibilité d'activités humaines à des forages profonds. Par ailleurs, conformément au guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2), le site ne présente pas de ressources exceptionnelles ou particulières qui rendraient très probable une intrusion humaine dans le stockage, en particulier par forage.

Compte tenu de la nature des déchets HA et MA-VL stockés, la protection des personnes doit être assurée sans dépendre d'un contrôle institutionnel sur le long terme : c'est un système dit passif une fois fermé. Même si elle n'est pas nécessaire au maintien de la sûreté à long terme, la mémoire du stockage contribue au maintien d'une attention. La recherche de sa pérennité aussi longtemps que possible et d'ores et déjà étudiée par l'Andra, qui mène un programme dédié, le programme « mémoire pour les générations futures ».

[17] Dites également « fonctions de sûreté après fermeture »
[18] On entend par activité humaine banale, les activités de terrassement de chantier routier ou de construction de résidence par exemple, activités qui restent très limitées en termes de profondeur.

LES OBJECTIFS DE SÛRETÉ POUR LA FONCTION « ISOLER LES DÉCHETS DES PHENOMÈNES DE SURFACE ET DES ACTIONS HUMAINES »

- la profondeur de la roche hôte se situe à au moins 200 m[19] ;
- la mémoire est maintenue le plus longtemps possible. La date de 500 ans est retenue comme date minimale d'occurrence d'une intrusion humaine involontaire.

La deuxième fonction fondamentale de sûreté après fermeture consiste à limiter le transfert jusqu'à la biosphère des radionucléides et substances toxiques contenus dans les déchets.

Après fermeture, la dégradation des colis de déchets HA et MA-VL se fera progressivement dans le temps et les radionucléides et les substances toxiques contenus dans ces déchets vont être relâchés potentiellement dans les alvéoles de stockage. Cela conduit à organiser les fonctions de sûreté pour maîtriser :

- les transferts par la voie aqueuse, des radionucléides et des substances toxiques chimiques susceptibles d'être mis en solution puis de cheminer jusqu'à la surface ;
- les transferts par la voie gazeuse, de quelques radionucléides pouvant migrer sous cette forme.

L'eau est le principal facteur d'altération des colis de déchets et le principal vecteur de la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques. Le système de stockage vise à :

- s'opposer à la circulation d'eau c'est-à-dire :
  - ✓ limiter les flux d'eau, en distinguant le flux d'eau venant de la roche hôte des flux d'eau circulant *via* les liaisons surface-fond ;
  - ✓ limiter les vitesses de circulation de cette eau, depuis les alvéoles jusqu'au toit de la couche du Callovo-Oxfordien par les ouvrages de liaison surface-fond.
- limiter le relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques, et les immobiliser dans le stockage c'est-à-dire :
  - ✓ protéger les déchets de l'eau ;
  - ✓ limiter la mise en solution des radionucléides dans les alvéoles de stockage ;
  - ✓ limiter la mobilité des radionucléides dans les alvéoles de stockage.
- retarder et atténuer la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques qui auraient été relâchés hors des colis puis hors des alvéoles de stockage, c'est-à-dire :
  - ✓ atténuer la migration à la fois dans le temps et dans l'espace. La migration d'une quantité de radionucléides conduit à un impact d'autant moindre que cette quantité se disperse sur une plus grande distance et dans le temps et que l'atteinte de la biosphère se fait de manière répartie et sur une période plus longue. L'augmentation du temps de transfert de radionucléides vers la surface peut aussi réduire leur impact par décroissance radioactive au cours de la migration, en regard de leur période radioactive vs le temps de migration (cf. Figure 3-2).

[19] Selon le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) « *le site devra être choisi de telle sorte que la profondeur retenue pour les ouvrages de stockage des déchets visés par la présente règle permette de garantir que la sûreté du stockage ne sera pas affectée de façon significative par les phénomènes d'érosion (notamment à la suite d'une glaciation), par l'effet d'un séisme, ou par les suites d'une intrusion humaine « banale ». L'épaisseur de la zone superficielle pouvant être ainsi perturbée est a priori de l'ordre de 200 mètres* ».

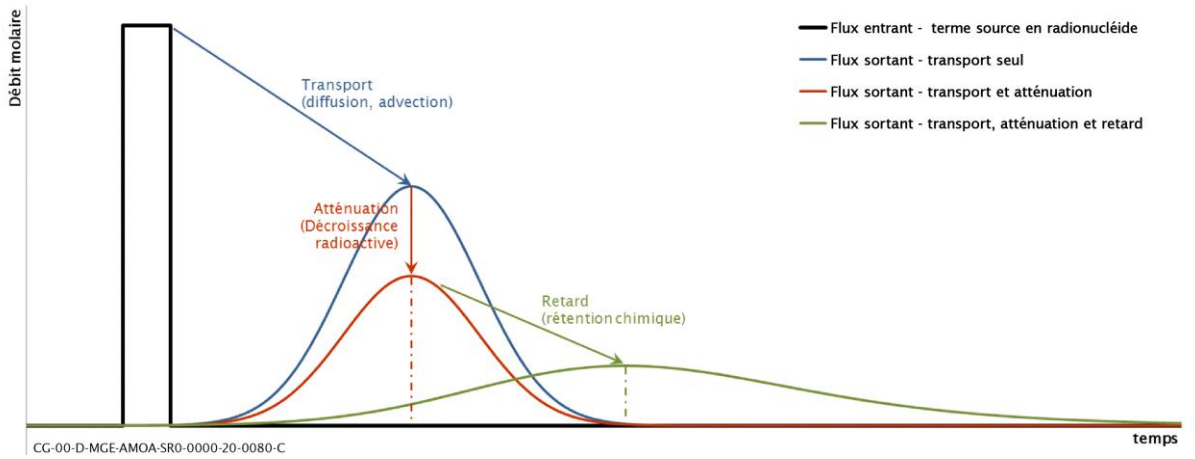


Figure 3-2 *Schéma illustrant les processus de décroissance, d'atténuation et de retard de la quantité d'un radionucléide arrivant à une distance donnée d'une source, en considérant un relâchement instantané du radionucléide à cette source*

3.3.2 Les fonctions de sûreté pendant la phase de fonctionnement[20]

L'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 (15) précise que « *la mise en œuvre du principe de défense en profondeur s'appuie notamment sur [...] l'identification des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire.* ».

LA DEMONSTRATION DE SURETE NUCLEAIRE

Démonstration qui justifie que les risques d'accident, radiologiques ou non, et que l'ampleur de leurs conséquences sont, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation, aussi faibles que possible dans des conditions économiques acceptables.

Pour l'INB Cigéo, comme pour toute installation nucléaire en France, l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012 en lien avec la démonstration de sûreté nucléaire précise les fonctions de sûreté suivantes à prendre en considération :

- *« la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne ; appelé couramment risque de criticité ;*
- *l'évacuation de la puissance thermique issue des substances radioactives et des réactions nucléaires ;*
- *le confinement des substances radioactives ;*
- *la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants. »*

En complément de ces fonctions fixées par la réglementation, la fonction d'évacuation des gaz inflammables formés par radiolyse et par corrosion (cf. Définitions au chapitre 5.3.2.5 du présent document) est ajoutée pour l'INB Cigéo.

[20] Dites également « fonctions de sûreté en exploitation »

3.4 Une démonstration de sûreté qui s'appuie sur un socle de connaissances

La démonstration de sûreté s'appuie sur l'acquisition de la connaissance des colis de déchets radioactifs à stocker, et du site d'implantation en particulier la formation hôte du Callovo-Oxfordien, et l'évaluation de l'évolution phénoménologique du système de stockage après sa fermeture.

3.4.1 La connaissance des colis de déchets

LE SOCLE DE CONNAISSANCES DES COLIS DE DÉCHETS

Le socle de connaissances des colis de déchets radioactifs permet de garantir la cohérence des données d'entrées (familles de colis, liste de radionucléides identique, activités initiales identiques...) qui alimentent à la fois la sûreté après-fermeture et la sûreté d'exploitation :

- les colis de déchets radioactifs font partie intégrante du système de stockage et participent à la sûreté de l'installation de stockage en exploitation ainsi qu'autant que nécessaire à la sûreté du stockage après fermeture ;
- les connaissances intrinsèques sur les colis de déchets radioactifs sont fournies par les producteurs et suivent un processus d'analyse et d'instruction par l'Andra pour établir un « socle de connaissances colis de déchets radioactifs » stabilisé et partagé ;
- le « socle de connaissances colis » permet de regrouper, valider et maîtriser les informations recueillies, mettre ces informations à la disposition des différents utilisateurs dont les personnes en charge de la démonstration de sûreté, tout en garantissant la traçabilité des connaissances et de leurs évolutions ;
- les données de ce socle sont utilisées de manière différente selon les objectifs des études de sûreté en exploitation ou après fermeture.

Dès le début des recherches sur le stockage en couche géologique profonde des déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue, l'Andra et les producteurs de déchets ont convenu d'établir un identifiant unique[21] pour chaque famille de colis de déchets HA et MA-VL.

QU'EST-CE QU'UNE FAMILLE DE COLIS DE DECHETS RADIOACTIFS

Une famille de colis représente un ensemble de colis de déchets radioactifs présentant des caractéristiques (notamment procédé de fabrication, contenu chimique et radiologique, puissance thermique, niveau d'irradiation) similaires, au regard des utilisations qui sont faites de ces caractéristiques.

Les connaissances intrinsèques sur les colis de déchets HA et MA-VL sont fournies par les producteurs. Elles concernent l'origine des déchets, les procédés de conditionnement ou les hypothèses de conditionnement lorsque le conditionnement est à définir, les propriétés physico-chimiques et radiologiques des colis de déchets. Les connaissances relatives aux colis de déchets suivent un processus d'analyse et d'instruction par l'Andra. Elles sont capitalisées au sein du socle de connaissances relatif aux colis de déchets qui permet de :

- regrouper, valider et maîtriser les informations recueillies ;
- mettre ces informations à la disposition des différents utilisateurs ;
- garantir la traçabilité des connaissances et de leurs évolutions.

[21] Les identifiants des familles de colis de déchets se présentent sous la forme d'un groupe de trois ou quatre lettres définissant le producteur des colis suivi d'un numéro à trois ou quatre chiffres (*i.e.* CEA-050, EDF-080 ou ITER-010).

Le socle de connaissances capitalise également les connaissances recueillies par l'Andra dans le cadre Le socle de connaissances des colis de déchets radioactifs permet de garantir la cohérence des données d'entrées (familles, liste de radionucléides identique, activités initiales identiques...) qui alimentent à la fois la sûreté après-fermeture et la sûreté d'exploitation :

- les colis de déchets radioactifs font partie intégrante du système de stockage et participent à la sûreté de l'installation de stockage en exploitation ainsi qu'autant que nécessaire à la sûreté du stockage après fermeture (cf. Guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2)) ;
- les connaissances intrinsèques sur les colis de déchets radioactifs sont fournies par les producteurs et suivent un processus d'analyse et d'instruction par l'Andra pour établir un « socle de connaissances colis de déchets radioactifs » stabilisé et partagé au sein de l'Agence ;
- le « socle de connaissances colis » permet de regrouper, valider et maîtriser les informations recueillies, mettre ces informations à la disposition des différents utilisateurs dont les personnes en charge de la démonstration de sûreté, tout en garantissant la traçabilité des connaissances et de leurs évolutions ;
- les données de ce socle sont utilisées de manière différente selon les objectifs des études de sûreté en exploitation ou après fermeture, par exemple : la constitution des inventaires radiologiques à terminaison pour la sûreté après fermeture et la définition des caractéristiques dimensionnantes des colis pour la sûreté en exploitation.

L'ÉTAT D'AVANCEMENT DE LA PRODUCTION DES COLIS DE L'INVENTAIRE DE RÉFÉRENCE

Une particularité des colis de déchets destinés à l'INB Cigéo est la coexistence de quatre niveaux d'avancement du processus de production des colis de déchets à ce stade et qui pourra perdurer au-delà de la demande d'autorisation de création :

- des familles regroupant des colis de déchets dont la production est terminée[22] ;
- des familles regroupant des colis de déchets en cours de production pour lesquelles le conditionnement des déchets est défini et une spécification de production des colis existe ;
- des familles regroupant des colis de déchets non encore produits à ce jour dont la définition du conditionnement des déchets est déjà bien avancée ;
- des familles regroupant des colis de déchets non encore produits à ce jour dont le conditionnement est encore à l'état de recherche.

Toutes les familles de colis de déchets appartenant à ces quatre catégories sont répertoriées et intégrées dans les études de conception et de sûreté.

3.4.2 La connaissance du site d'implantation et de la couche du Callovo-Oxfordien

Le socle de connaissances du site et de la formation hôte dans laquelle sont implantés les ouvrages de stockage est une donnée d'entrée nécessaire à la démonstration de sûreté en exploitation et après fermeture :

- les travaux de caractérisation (forages, sismique 2D/3D, Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne) du site d'implantation et de la couche permettent :
  - ✓ d'acquérir une très bonne connaissance de la zone d'implantation des ouvrages souterrains ;
  - ✓ de justifier la localisation des ouvrages souterrains au sein la formation, au regard de la satisfaction optimale de leurs fonctions de sûreté, en tenant compte des contraintes techniques et d'insertion dans le territoire ;

[22] Certaines familles font l'objet d'une spécification de production

- ✓ de s'assurer que le milieu géologique présente les propriétés attendues notamment au regard des critères de choix de site du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) (profondeur de la formation hôte, stabilité, hydrogéologie par exemple).

- en complément les travaux approfondis sur la formation hôte (Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne, échanges internationaux sur des formations analogues...) permettent :
  - ✓ de consolider les caractéristiques favorables de la formation hôte qui est le composant naturel du système de stockage ;
  - ✓ d'évaluer l'évolution à long terme de la formation hôte, notamment l'effet des éventuelles perturbations apportées par l'installation de stockage (ouvrages et colis de stockage) et l'effet des évolutions géodynamiques externe (climat) et interne (tectonique), en particulier sur l'érosion depuis la surface et les écoulements d'eau en profondeur ;
  - ✓ de consolider la représentation d'ensemble et cohérente du milieu géologique, notamment sur les plans sédimentologique, structural, hydrogéologique, géomécanique, géochimique et thermique, donnant une reconstitution de son histoire géologique passée jusqu'à l'état actuel et son évolution.

3.4.2.1 La caractérisation du site vis-à-vis des critères de sûreté

3.4.2.1.1 Les critères

Les travaux de caractérisation du site menés dans le Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne et depuis la surface ont contribué à conclure en 2005 à la faisabilité de principe d'un stockage géologique dans la formation argileuse du Callovo-Oxfordien en Meuse/Haute-Marne (25).

Les travaux de caractérisation menés depuis la surface ont également permis d'identifier une zone de 250 kilomètres carrés environ, située autour du Laboratoire souterrain, dans laquelle les résultats obtenus dans ce dernier pouvaient être transposés, outre le fait que cette zone est éloignée de toute faille majeure. Cette zone a été dénommée « zone de transposition » (ZT) et la faisabilité de principe du stockage géologique dans la couche du Callovo-Oxfordien y a été établie en 2005.

Afin d'avancer dans ses études, l'Andra s'est alors mise à la recherche, au sein de cette zone de transposition, d'une zone plus restreinte de la couche du Callovo-Oxfordien, propice à l'implantation des ouvrages souterrains, dans laquelle des techniques d'exploration approfondies seraient mises en œuvre pour acquérir des informations encore plus précises sur les caractéristiques du site. Cette zone a été dénommée « zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie » (ZIRA).

La protection de l'homme et de l'environnement vis-à-vis des substances dangereuses contenues dans les déchets est l'enjeu déterminant qui a guidé l'Andra pour identifier la zone restreinte susceptible d'accueillir les ouvrages souterrains d'un éventuel stockage. En conséquence, les critères définis pour cette recherche visaient à privilégier, d'une part la bonne implantation de ces infrastructures dans la couche d'argile, d'autre part l'aptitude locale de la couche à répondre aux exigences de protection, en particulier à long terme.

Les critères prépondérants à cette étape étaient donc de nature géologique. Ils concernaient notamment :

- l'épaisseur de la couche, qui est favorable au confinement à très long terme des substances dangereuses contenues dans les colis de déchets car elle augmente leur temps de migration vers l'environnement et limite leur quantité qui migre ;
- sa profondeur, qui permet d'éloigner les déchets de la biosphère, d'isoler le stockage et de le protéger des phénomènes de surface naturels et humains (tempêtes, inondations, érosion, glaciations, sécheresses, chantiers...) ;
- son éloignement des grandes failles (par exemple le fossé de Gondrecourt-le-Château), qui garantit la stabilité à long terme de la couche et empêche/limite le transfert éventuel des substances dangereuses vers l'environnement *via* ces failles ;

- sa faible inclinaison (pendage) qui simplifie la conception du stockage, notamment sur un seul niveau, et avec un positionnement dans la partie centrale de la couche. Une épaisseur importante de Callovo-Oxfordien peut ainsi être respectée au-dessus et en-dessous des ouvrages de stockage.

En second lieu, il a été vérifié que pour le site retenu, les critères techniques d'implantation en surface sont compatibles vis-à-vis de la sûreté en exploitation. Il a ainsi été vérifié que les caractéristiques du site ne présentaient pas d'aspect rédhibitoire vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication à proximité, à la fréquence de survol du site par des aéronefs et aux causes d'origine naturelle en l'occurrence ; du risque sismique, des risques liés aux conditions climatiques, à la foudre, à l'inondation (externe) et à l'incendie (externe).

Pour chacun de ces risques, la démarche a consisté à identifier :

- la nature de l'aléa avec une description fondée sur les connaissances (cartographies…) ;
- leur occurrence sur la zone considérée, quantifiée en termes de probabilité dans certains cas (ex : chute d'aéronef au regard de la RFS I.1.a (26)), en se fondant notamment sur la connaissance de ces aléas dans la zone (ex : carte des zones inondables…), sur le retour d'expérience d'observations et de mesures (ex : température, densité de foudre) ;
- selon l'occurrence et/ou la gravité, de conduire à exclure certaines zones potentielles et/ou d'identifier des zones pour lesquelles sont imposées des exigences de dimensionnement ;
- à l'issue, une cartographie récapitulant les contraintes vis-à-vis de l'implantation des installations de surface a été établie.

Le choix du site d'implantation

Le choix d'implantation des installations de l'INB Cigéo (surface et souterrain) résulte d'une démarche progressive menée depuis 2006 avec une étape importante en 2009. Ainsi, l'Andra a déposé en 2009 un document relatif à la proposition d'une zone plus restreinte au sein de la ZT, la zone dite d'intérêt pour la reconnaissance approfondie (ZIRA) et de scénarios d'implantation en surface (27). Ce document a fait l'objet d'une instruction par l'IRSN à la demande de l'ASN (28) et d'une validation par courrier du ministère de l'Écologie du 9 mars 2010 (29).

Le 5 janvier 2010, l'ASN a rendu un avis au ministre d'État, ministre de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de la Mer et au ministre de l'Enseignement supérieur et de la Recherche sur le document précité de l'Andra (30). Dans son avis, l'ASN estimait que les critères retenus par l'Andra pour choisir la zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie étaient pertinents et cohérents avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2). L'ASN a estimé que la localisation proposée par l'Andra pour la ZIRA était satisfaisante du point de vue de la sûreté et n'avait pas d'objection à la réalisation des travaux de reconnaissance prévus par l'Andra dans cette zone.

3.4.2.1.2 Les campagnes d'investigations géologiques successives et les travaux scientifiques

La représentation du milieu géologique et plus particulièrement de la formation hôte du Callovo-Oxfordien, est fondée sur l'acquisition de connaissances concernant son histoire géologique et ses caractéristiques dans son état actuel.

Celle-ci s'appuie sur des campagnes d'investigations géologiques et sur un important programme mené dans le Laboratoire de recherche souterrain du Centre de Meuse/Haute-Marne, à partir d'échantillons prélevés en forages, ou de mesures *in situ*.

L'acquisition des connaissances sur le milieu géologique est organisée autour de plusieurs démarches complémentaires :

- plus d'une quarantaine de forages profonds de plusieurs centaines de mètres ont confirmé l'homogénéité de la formation-hôte et l'absence de faille. Les carottes qui en ont été extraites ont permis de préciser la géométrie des couches composant le sous-sol. Elles ont également permis d'approfondir les connaissances sur le comportement géomécanique des argilites constituant la couche du Callovo-Oxfordien[23] et d'élaborer des modèles de comportement pour établir des prévisions d'endommagement de la roche selon le type d'ouvrage de l'installation souterraine ;
- différentes campagnes sismiques 2D (1994-1996) et 3D en 2000 (4 km²) et 2008-2010 (37 km²) ont permis de préciser la disposition des différentes formations géologiques et de les caractériser, notamment la couche du Callovo-Oxfordien (épaisseur, profondeur, pendage...). Elles ont successivement permis d'obtenir une image en volume du site avec une résolution plus fine et de confirmer que la couche argileuse du Callovo-Oxfordien est régulière avec une épaisseur entre environ 140 mètres et 160 mètres sur la ZIRA et une géométrie conforme à l'histoire des dépôts qui se sont succédé au Callovo-Oxfordien ;
- des études de terrain pour observer les formations à l'affleurement (tant à l'échelle du Laboratoire de Meuse/Haute-Marne que du secteur), appréhender les grands traits de l'environnement géologique, prélever des échantillons et intégrer les données dans des modèles ;
- des analyses au Laboratoire de recherche souterrain du Centre de Meuse/Haute-Marne pour tester les méthodes et les outils et conforter le modèle géologique par l'apport de données sédimentologiques et microstructurales. Durant tout le creusement des puits à partir d'août 2000, les relevés continus de toutes les formations traversées ont permis d'établir une carte géologique détaillée de la paroi sur toute la hauteur des deux puits, d'évaluer la variabilité lithologique des couches à l'échelle décamétrique, d'observer leur nature selon les directions, de caractériser leur fracturation et micro-fracturation naturelles et d'en évaluer l'incidence sur les circulations de fluides. Les observations réalisées depuis le début du creusement des puits confirment les données sédimentaires et tectoniques déjà acquises par les forages et fournissent des données structurales quantifiées précises qui confortent le modèle géologique.

Une compréhension fine du milieu géologique du site d'implantation des ouvrages souterrains de l'INB Cigéo

Les travaux de caractérisation menés depuis plus d'une vingtaine d'années ont permis d'acquérir une très bonne connaissance de la zone d'implantation des ouvrages souterrains et en particulier des propriétés de la couche du Callovo-Oxfordien à l'actuel et de l'évolution du site à long terme.

L'ensemble des connaissances permet ainsi :

- de s'assurer que la couche du Callovo-Oxfordien présente les propriétés attendues au regard des critères de choix de site du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) ;
- de justifier la localisation des ouvrages souterrains au sein de la couche du Callovo-Oxfordien, au regard de la satisfaction optimale de leurs fonctions de sûreté, en tenant compte des contraintes techniques et d'insertion dans le territoire ;
- d'évaluer l'évolution à long terme du milieu géologique, notamment l'effet des éventuelles perturbations apportées par l'installation de stockage (ouvrages et colis de stockage) et l'effet des évolutions géodynamiques externe (climat) et interne (tectonique), en particulier sur l'érosion depuis la surface et les écoulements d'eau en profondeur.

On dispose ainsi d'une représentation d'ensemble et cohérente du site, notamment sur les plans sédimentologique, structural, hydrogéologique, géomécanique, géochimique et thermique, donnant une reconstitution de son histoire géologique passée jusqu'à l'état actuel et son évolution.

[23] Argilite : roche sédimentaire argileuse indurée à grain fin (particules d'une taille inférieure à 2 microns, minéraux des argiles accompagnés souvent de quartz très fin) et très peu perméable.

3.4.2.2 La connaissance des caractéristiques intrinsèques de la formation hôte : la couche du Callovo-Oxfordien

Les connaissances acquises depuis plus d'une vingtaine d'années en particulier *via* la reconnaissance du milieu géologique depuis la surface (études sismiques, forages) et les expérimentations menées dans le Laboratoire souterrain montrent que :

- cette couche est stable depuis environ 160 millions d'années, située dans une zone, le Bassin parisien, reconnu comme très peu sismique, et localisée à une profondeur d'environ 500 mètres, soit bien supérieure à celle de l'érosion possible à l'échelle de plusieurs centaines de milliers d'années (inférieure à 200 mètres) ; elle protège ainsi le stockage des phénomènes d'évolution géodynamique (tectonique, climat, érosion) sur le prochain million d'années et en limite les effets potentiels sur le stockage ;
- la géométrie de la couche du Callovo-Oxfordien en couche sub-plane et son épaisseur importante (environ de 140 mètres à 160 mètres sur le site d'implantation) permettent d'y accueillir l'installation souterraine et, associées à une architecture planaire de cette dernière, d'y ménager au-dessus et en dessous des épaisseurs importantes de la couche du Callovo-Oxfordien (d'au moins 50 mètres). Associées aux caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien, ces épaisseurs contribuent à retarder, limiter et atténuer les radionucléides et substances toxiques chimiques relâchées par les colis de déchets, qui migreraient potentiellement depuis le stockage dans la couche du Callovo-Oxfordien ;
- les caractéristiques hydrauliques de la couche du Callovo-Oxfordien limitent les circulations d'eau. En effet, sa perméabilité très faible à l'eau (entre environ quelques 10^{-14} à 10^{-13} m/s) expliquée notamment par la nature argileuse de la couche du Callovo-Oxfordien et la finesse et les très petits diamètres des pores, ainsi que les faibles gradients hydrauliques verticaux limitent fortement les flux d'eau au sein même de la couche du Callovo-Oxfordien ;
- les propriétés de diffusion des substances dans l'eau de la couche du Callovo-Oxfordien retardent et limitent la migration des substances dans l'eau (solutés). La diffusion est le mécanisme dominant de la migration des solutés. Les faibles coefficients de diffusion conduisent, à des temps caractéristiques de transfert diffusif supérieurs à 100 000 ans pour un soluté sans rétention. La rétention conduit à accroître le temps de migration des radionucléides, de l'ordre de plusieurs centaines de milliers d'années ;
- la composition chimique de l'eau de la couche du Callovo-Oxfordien contenue dans ses pores favorise la faible solubilité de la majorité des radionucléides ;
- les capacités de rétention de la couche du Callovo-Oxfordien vis-à-vis de l'essentiel des radionucléides et des substances chimiques toxiques, du fait des minéraux argileux, contribuent à retarder et limiter plus encore leur migration.

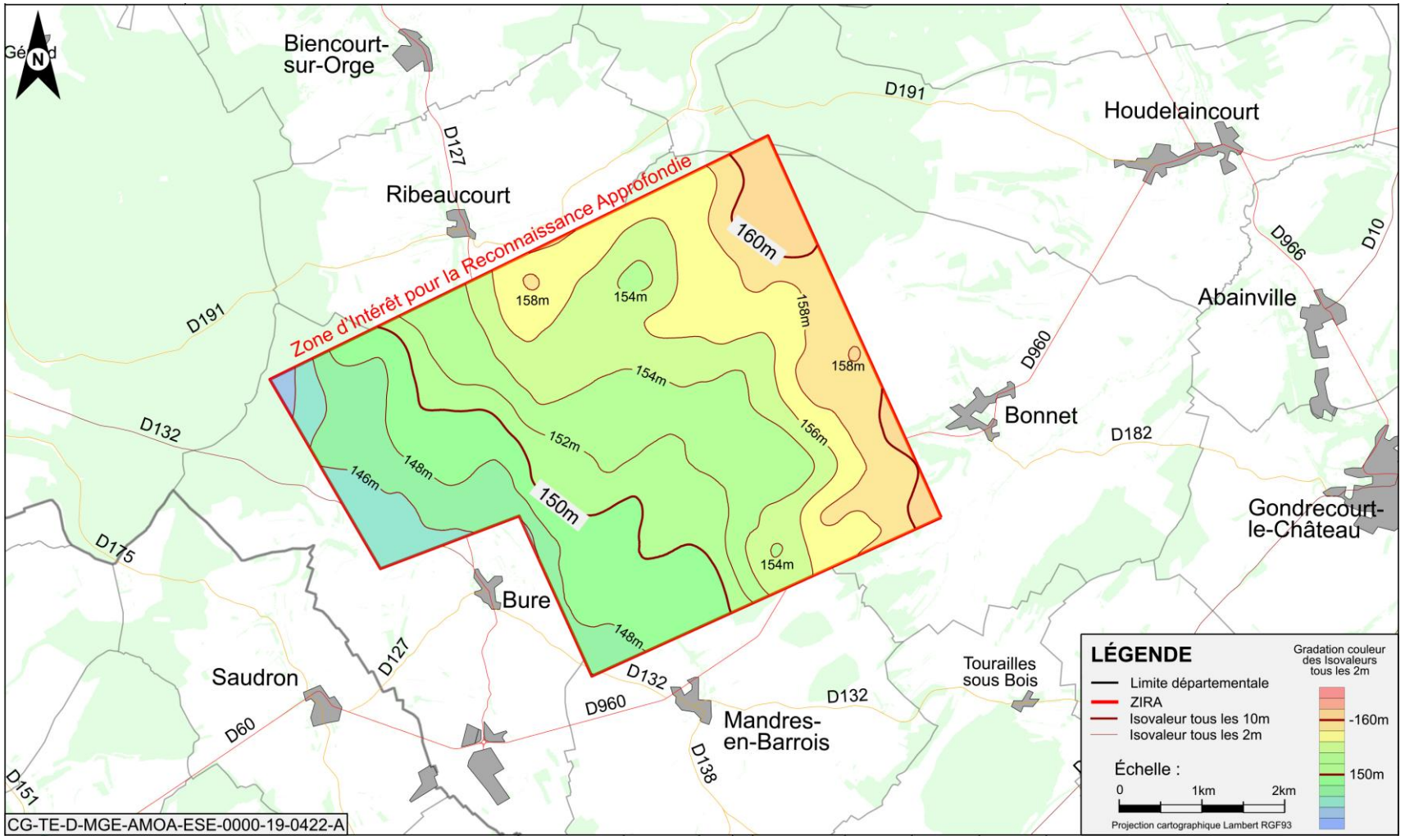


Figure 3-3 *Carte des iso-épaisseurs (m) de la couche du Callovo-Oxfordien sur la zone d'implantation des ouvrages souterrains*

Des caractéristiques très favorables de la couche du Callovo-Oxfordien

- une profondeur depuis la surface d'environ 500 mètres ;
- une couche stable depuis environ 160 millions d'années ;
- une épaisseur d'environ 140 mètres à 160 mètres ;
- des caractéristiques hydrauliques limitant les circulations d'eau ;
- une diffusion des solutés très faible ;
- des caractéristiques physico-chimiques favorisant la rétention et la faible solubilité de la majorité des radionucléides et leur très faible migration.

3.4.3 La connaissance de l'évolution phénoménologique du système de stockage après sa fermeture

3.4.3.1 La compréhension de l'évolution des composants naturels et ouvragés

L'implantation de l'INB Cigéo dans le milieu naturel (surface et fond, notamment la couche du Callovo-Oxfordien) implique la compréhension de l'évolution des composants naturels et ouvragés qui constituent le système de stockage ainsi que leurs éventuelles interactions avec, pour finalité, la maîtrise des conditions de relâchement puis de transfert des radionucléides et des substances toxiques contenus dans les déchets jusqu'à la biosphère.

Comprendre l'évolution du stockage, c'est ainsi appréhender le fonctionnement d'un système qui fait intervenir différents phénomènes physiques, différents composants et nécessite de prendre en considération la spécificité des grandes échelles de temps (le million d'années par convention) en rapport avec la décroissance de la radioactivité des déchets à vie longue concernés et des échelles d'espace multiples (depuis le composant de dimension centimétrique jusqu'à la géosphère qui constitue l'environnement du stockage et ceci en rapport avec l'espace occupé par le stockage).

En visant à appréhender les grands déterminants et les grandes tendances des processus phénoménologiques, la description de l'évolution phénoménologique du stockage repose sur le meilleur état des connaissances scientifiques et technologiques pour l'ensemble des domaines concernés. Elle s'appuie en particulier sur les travaux de reconnaissance et de caractérisation menés sur le site de Meuse/Haute-Marne depuis 1994 (forages, campagne géophysique, etc.), sur les données issues du Laboratoire de recherche souterrain, sur les analyses, expérimentations développées à différentes échelles (échantillons, maquettes, démonstrateurs…), des simulations numériques et des analogues naturels. Enfin, les travaux similaires conduits par les homologues de l'Andra et, de manière plus générale, les connaissances acquises au travers de problématiques autres que celles du stockage, viennent enrichir l'analyse de l'Andra.

La description de l'évolution phénoménologique du système de stockage repose donc sur une base de connaissances scientifiques et techniques solides de part notamment la différence et l'indépendance des arguments justificatifs afin d'apporter une compréhension aussi robuste que possible de « l'histoire future » du stockage, notamment l'installation souterraine.

Les différentes itérations de sûreté qui ont jalonné le développement du projet ont ainsi conduit à établir des grands principes directeurs et des exigences desquelles ont découlé les dispositions de conception retenues pour les ouvrages objets de la demande d'autorisation de création. Ces principes visent à limiter autant que possible les perturbations physiques et physico-chimiques (ainsi que leurs couplages) induites au sein du stockage ou en interface avec la formation du Callovo-Oxfordien et les formations encaissantes, rendant la description multiphysiques (temps/espace) plus facile à quantifier.

Cette approche conduit donc à une représentation d'ensemble plus aisément appréhendable permettant de décrire l'évolution du stockage avec un bon niveau de confiance.

Néanmoins, étant donné les échelles de temps concernées, la description de l'histoire phénoménologique, ne prétend pas constituer une prédiction. C'est pourquoi l'analyse s'attache à dessiner avec prudence et avec les nuances nécessaires le fonctionnement sous forme d'un domaine des possibles pour préciser les variations envisageables au regard notamment des incertitudes résiduelles.

3.4.3.2 L'identification et la prise en compte des incertitudes résiduelles

L'évolution phénoménologique du système de stockage après fermeture et sur le long terme résulte notamment des dispositions de conception du stockage, qui tirent parti des caractéristiques favorables du milieu géologique, plus particulièrement de la couche du Callovo-Oxfordien, et contribuent à limiter la complexité des phénomènes et les incertitudes résiduelles sur le comportement phénoménologique du stockage, afin de garantir la maîtrise de cette évolution et la robustesse de sa description.

Comme indiqué précédemment, la description s'appuie sur une approche itérative construite au fur et à mesure que se sont précisées les connaissances, contribuant ainsi à orienter progressivement la conception vers des solutions offrant plus de robustesse.

Enfin, la description de l'évolution de l'installation souterraine et du milieu géologique dans lequel elle est implantée intègre les incertitudes résiduelles et les variabilités naturelles de toutes natures, ainsi que la réalité industrielle de l'installation souterraine. Elle permet de dessiner avec prudence et avec les nuances nécessaires, le fonctionnement sous forme d'un domaine des possibles pour préciser les variations envisageables au regard notamment des incertitudes résiduelles.

De ce point de vue, la compréhension de l'évolution phénoménologique des composants de l'installation souterraine constitue le support privilégié de l'analyse de sûreté. Cette dernière peut ensuite extraire une représentation simplifiée introduisant des degrés de conservatisme supplémentaires et des marges garantissant que son approche est enveloppe.

3.5 Mise en œuvre des principes et fonctions de sûreté dans la conception

La conception de l'INB est guidée par :

- le principe de défense en profondeur appliqué à toute INB en phase de fonctionnement et adapté à la phase après fermeture ;
- la mise en œuvre de solutions technologiques répondant à des principes directeurs de conception, aux fonctions de sûreté après fermeture et d'exploitation (cf. Chapitre 3.3 du présent document), et des exigences associées, en s'appuyant sur les deux grandes données d'entrées que sont les colis à stocker et les caractéristiques du site d'implantation et de la couche de Callovo-Oxfordien.

3.5.1 L'application du principe de défense en profondeur

LE PRINCIPE DE DÉFENSE EN PROFONDEUR

Le principe de défense en profondeur, pour les installations nucléaires de base, conduit à la mise en place d'une série de lignes de défense successives, chacune pouvant intervenir après la défaillance de la précédente, aptes à prévenir l'apparition ou, le cas échéant, à limiter les conséquences de défaillances techniques, humaines ou organisationnelles susceptibles de conduire à des situations accidentelles pouvant affecter la protection de l'homme ou de l'environnement.

En exploitation, conformément à l'arrêté du 7 février 2012 (15), le principe de défense en profondeur vise à se prémunir des défaillances envisagées par la mise en place de lignes de défenses (ou barrières) successives. Il consiste à interposer entre la source de danger (ex : présence de radionucléides) et le public, les travailleurs ou l'environnement, un nombre suffisant de dispositions techniques et organisationnelles (lesdites lignes de défenses successives) permettant d'éliminer ou de limiter le risque considéré jusqu'à un niveau acceptable. Ces dispositions sont proportionnées à l'importance des risques ou inconvénients présentés par l'installation (article 1.1 de l'arrêté du 7 février 2012). Les niveaux de défense en profondeur s'organisent en quatre niveaux :

- la prévention, visant à éviter l'apparition des défaillances ;
- la surveillance, afin de détecter les dysfonctionnements ;
- la maîtrise des accidents n'ayant pu être évités, afin de ramener puis de maintenir l'installation dans un état sûr ;
- la gestion des accidents n'ayant pu être maîtrisés afin de limiter les conséquences sur les personnes et l'environnement.

En après fermeture et à long terme, la sûreté du stockage en couche géologique repose sur des dispositifs passifs sans besoin d'intervention. Le principe de défense en profondeur a pour effet de faire reposer la sûreté du stockage sur la complémentarité et la diversité des composants et sur un certain niveau de redondance des fonctions de sûreté de telle sorte que des défaillances plausibles de composants ne compromettent pas, à elles seules, la sûreté de l'installation. La transposition du principe de défense en profondeur se traduit par :

- l'attribution aux composants naturels et ouvragés du système de stockage de fonctions de sûreté complémentaires :
  - ✓ le site et en particulier la roche hôte du Callovo-Oxfordien sont choisis pour leurs caractéristiques favorables ;
  - ✓ la conception des composants ouvragés vise la préservation des caractéristiques de la roche hôte.
- la mise en place d'activités de surveillance dès la construction du stockage, puis pendant l'exploitation de l'INB pour le suivi des composants naturels et ouvragés assurant des fonctions de sûreté après fermeture ;
- la définition de scénarios pour s'assurer de la robustesse du système de stockage dans son ensemble face à une défaillance ou une déviation par rapport à l'évolution attendue du système de stockage et l'apport de chaque composant à cette robustesse, et permettre d'évaluer si les objectifs de protection de l'homme et de l'environnement sont atteints :
  - ✓ un scénario d'évolution normale (toutes les fonctions de sûreté sont réalisées) ;
  - ✓ des scénarios de dysfonctionnement (défaillance de composants, situations hypothétiques postulées).

3.5.2 Des choix de conception qui répondent à des principes directeurs

La recherche des solutions techniques vise les objectifs suivants :

- les choix de conception sont guidés par les risques liés à la présence de colis de déchets radioactifs et à leur manutention. En effet, les colis de déchets confinent la radioactivité et sont les éléments importants à protéger pour la sûreté. Les opérations de manutention visent donc à manipuler les colis dans des conditions en les protégeant des risques potentiels d'agressions. Une fois stockés, les colis de stockage sont maintenus dans des conditions favorables ;

- les choix de conception sont également guidés par les risques de relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques hors des colis de déchets radioactifs et leur migration éventuelle vers la surface sous forme de solutés. Le système de stockage après fermeture repose particulièrement sur la couche du Callovo-Oxfordien, et les ouvrages de fermeture des liaisons surface-fond, qui assurent des fonctions de sûreté complémentaires. La conception cherche donc d'une part à concevoir des ouvrages souterrains et des scellements qui limitent à la fois la circulation de l'eau dans ces ouvrages et la migration des radionucléides et des substances toxiques vers la surface. Compte tenu du rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien, la conception de l'architecture et des ouvrages souterrains et la conception des scellements visent également à préserver ses caractéristiques très favorables, en limitant les perturbations apportées par les colis, notamment par leur caractère radioactif et le caractère thermique pour les colis les plus exothermiques et par les composants ouvragés laissés en place dans les ouvrages souterrains au moment de leur fermeture ;
- les solutions technologiques standards et éprouvées notamment pour les équipements de manutention sont privilégiées et s'appuient le retour d'expérience d'essais technologiques, d'autres installations nucléaires ou d'installations industrielles.

3.5.2.1 Des choix de conception en lien avec les fonctions de sûreté

3.5.2.1.1 Vis-à-vis de fonctions après fermeture (cf. Chapitre 3.3.1 du présent document)

L'Andra retient un ensemble de principes généraux de conception (synthétisés dans le tableau ci-dessous) qui intègrent notamment les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien retenue à cet effet.

Tableau 3-1 *Principes généraux pour les choix de conception, en regard des fonctions de sûreté après fermeture du système de stockage*

Fonctions de sûreté après fermeture	Choix de conception
Fonction : Isoler les déchets des phénomènes de surface et des actions humaines banales	
Isoler les déchets des phénomènes de surface et des actions humaines banales	• implantation des galeries et ouvrages de stockage en profondeur (environ 500 mètres) dans la couche du Callovo-Oxfordien à l'écart des phénomènes de surface[24], en particulier l'érosion et à l'écart des structures géologiques, failles... ; • absence de ressources souterraines exceptionnelles et particulières ; • maintien des dispositifs de mémoire du stockage le plus longtemps possible après sa fermeture[25] (500 ans minimal selon le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2).
Fonction : Limiter le transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques contenus dans les déchets jusqu'à la biosphère	
Sous fonction : S'opposer à la circulation d'eau	• implantation dans la couche du Callovo-Oxfordien dans laquelle les écoulements d'eau sont faibles du fait de sa faible perméabilité ; • regroupement des puits et de la base des descenderies au niveau de la couche du Callovo-Oxfordien et scellement de ces ouvrages pour minimiser les circulations d'eau potentielles *via* ces derniers ;

[24] D'ordre de 200 mètres selon le guide de sûreté n° 1 de l'ASN
[25] *A minima* sur 500 ans

Fonctions de sûreté après fermeture	Choix de conception
	• architecture souterraine en grand « borgne » et quartiers de stockage « borgnes » par rapport au reste de l'installation souterraine, afin de minimiser les flux d'eau au sein du stockage en sollicitant uniquement les flux d'eau provenant de la couche du Callovo-Oxfordien, par nature faibles du fait de sa faible perméabilité ; • scellements dans les ouvrages de liaison surface-fond et dans les galeries limitant les circulations d'eau par leur faible perméabilité à l'eau.
Sous fonction : Limiter le relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques et les immobiliser dans l'alvéole	• conteneur de stockage HA qui permet (i) de retarder l'arrivée de l'eau sur les déchets et évite l'altération aqueuse en température et corrélativement (ii) de favoriser la maîtrise du comportement en solution des radionucléides et des substances toxiques chimiques relâchés dans l'alvéole ; • choix de matériaux d'alvéoles visant à favoriser une faible solubilité et/ou une rétention des radionucléides et des substances toxiques chimiques (par exemple l'environnement cimentaire dans les alvéoles MA-VL) ; • conditions physico-chimiques dans les alvéoles limitant le relâchement et la mobilité des radionucléides et des substances toxiques chimiques dans l'alvéole (favoriser par exemple des conditions redox réductrices).
Sous fonction : Retarder et atténuer la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques	• favoriser une implantation des ouvrages souterrains qui tire parti d'un maximum d'épaisseur de la couche du Callovo-Oxfordien de part et d'autre des alvéoles de stockage (composant important de par ses caractéristiques favorables) : architecture de type planaire (tenant compte des contraintes techniques de construction et d'exploitation) ; • géométries des alvéoles et des galeries de l'installation souterraine optimisées, particulièrement leurs longueurs ⇨ la migration des radionucléides et substances toxiques chimiques le long des ouvrages est limitée et la voie de transfert par la couche du Callovo-Oxfordien est privilégiée par rapport à celle par les ouvrages de stockage.
Sous fonction : Préserver les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien et des composants ouvragés impliqués dans la réalisation des fonctions de sûreté après fermeture	• dimensionnement thermique des quartiers de stockage qui permet de rester dans un domaine de température couvert par l'état des connaissances et compatible avec la capacité à rendre compte des phénomènes et de leurs couplages ; • dimensionnement THM du quartier de stockage préservant les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien ; • choix de matériaux des composants ouvragés « compatibles » avec les caractéristiques du Callovo-Oxfordien, afin de limiter les interactions physico-chimiques en tant que de besoin, en particulier pour favoriser leur durabilité et préserver les propriétés favorables de la couche du Callovo-Oxfordien ; • dispositions restrictives en matière de costockage des déchets MA-VL. Une catégorisation des déchets MA-VL en sept familles qui permet l'identification des familles de déchets susceptibles d'être placées dans un même alvéole ;

Fonctions de sûreté après fermeture	Choix de conception
	• orientation des alvéoles suivant la contrainte principale ce qui permet de limiter l'extension de l'endommagement ; • scellements passants aux gaz et limitation des termes sources gaz ; • implantation des ouvrages de stockage dans une région de très faible sismicité à l'écart des grandes failles de la région ; • limitation des vides dans les alvéoles de stockage.

3.5.2.1.2 Vis-à-vis des fonctions de sûreté pour l'exploitation (cf. Chapitre 3.3.2 du présent document)

Les principes retenus associés à ces fonctions de sûreté sont précisés ci-après.

Tableau 3-2 Fonctions de sûreté nucléaire en phase de fonctionnement et principes retenus pour leur maîtrise

Fonctions de sûreté en phase de fonctionnement et principes de conception
Confiner les substances radioactives, de manière à se prémunir contre le risque de dispersion de ces substances Cela est assuré par l'organisation des locaux/zones de l'installation en « systèmes de confinement » : La conception des colis et de l'INB Cigéo doit permettre de maintenir un niveau de contamination aussi faible que possible dans les locaux et de limiter les rejets de radionucléides à l'extérieur de l'installation.
Protéger les personnes contre l'exposition aux rayonnements ionisants La conception du centre repose sur le principe ALARA et les recommandations applicables aux stockages de déchets radioactifs édictées par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR).
Maîtriser la sûreté vis-à-vis du risque de criticité Les dispositions constructives (passives) sont privilégiées par rapport aux consignes d'exploitation afin de réduire les risques liés aux facteurs humains et organisationnels.
Évacuer la puissance thermique des déchets L'évacuation de la chaleur dégagée par les colis s'effectue, selon les cas, par conduction passive dans la roche ou *via* une fonction de ventilation/conditionnement d'air.
Maîtriser les risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et par corrosion L'évacuation ou la maîtrise de l'hydrogène produit par radiolyse et par corrosion et/ou de l'oxygène afin de se prémunir des risques liés à l'apparition d'une atmosphère explosive.

3.5.2.2 Les choix de conception des conteneurs de stockage

3.5.2.2.1 Les conteneurs de stockage HA

LE COLIS DE STOCKAGE HA

Les colis de stockage HA sont constitués d'un colis primaire HA provenant des producteurs de déchets complété par un conteneur de stockage.

En application du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2), les principes directeurs de la conception des colis de stockage visent :

- à immobiliser dans le colis de stockage les radionucléides et substances toxiques chimiques jusqu'à ce que l'activité des radionucléides à vie courte et moyenne ait suffisamment décru au moment de l'arrivée de l'eau sur la matrice vitreuse ;
- à retarder l'arrivée d'eau au contact de la matrice vitreuse tant que le temps que celle-ci ait suffisamment décru pour :
  - ✓ limiter sa vitesse d'altération dans un domaine connu pour les calculs de sûreté à long terme relatifs à la durée d'altération de la matrice vitreuse et pour permettre de décrire de façon robuste le comportement des radionucléides ;
  - ✓ empêcher le relâchement des radionucléides aussi longtemps que la température dans les déchets et leur environnement est supérieure à 70 °C (50 °C pour HA0) afin que la mobilité, dans le milieu géologique, des radionucléides et des substances toxiques chimiques restent dans un domaine connu.

L'Andra a choisi en conséquence d'interdire l'arrivée d'eau sur le verre, sur une durée minimale de plusieurs centaines d'années[26], par l'ajout d'un conteneur au colis primaire de déchets HA pour :

- éviter le risque d'un percement par corrosion localisée (piqûration, caverneuse…) au contact de l'eau du conteneur primaire en acier inoxydable, qui pourrait intervenir à l'échelle de quelques dizaines d'années, et d'une dissémination de radionucléides qui rendraient plus délicate une récupération des colis (gestion réversible) ;
- empêcher une altération précoce du verre, accélérée par la température, qui serait accompagnée d'un relâchement de radionucléides également plus précoce. La durée d'étanchéité du conteneur, couvre la phase thermique des déchets HA, c'est-à-dire la période suivant la mise en stockage des déchets pendant laquelle la température au cœur du verre est supérieure à 50 °C (HA0) ou à 70 °C (HA1/HA2) estimée autour de quelques centaines d'années tout au plus.

Pour interdire l'arrivée d'eau sur les déchets pendant la phase thermique, chaque colis primaire est placé dans un conteneur étanche en acier non allié, dont l'épaisseur est dimensionnée vis-à-vis des différents phénomènes de corrosion auxquels il est soumis. Sa durée de vie est estimée à plusieurs centaines d'années *a minima*.

Les conteneurs de stockage HA sont de forme cylindrique. Ils sont constitués d'un corps et d'un couvercle qui sont soudés. Des patins en céramique sont mis sur le conteneur pour faciliter la mise en place du colis de stockage dans son alvéole de stockage et son retrait éventuel.

[26] En pratique, au regard des marges considérées, la durée d'étanchéité du conteneur de stockage plus grandes, de l'ordre de plusieurs milliers d'années.



Figure 3-4 *Illustration d'un colis de stockage de déchets vitrifiés HA avec son conteneur de stockage*

L'Andra retient comme matériau constitutif du conteneur de stockage l'acier non allié à bas carbone. Ce choix est justifié principalement par le caractère prédictible de la cinétique de corrosion de ce matériau ainsi que de ses soudures, dans la mesure où la corrosion généralisée en est le mécanisme prépondérant par rapport aux processus de corrosion localisée.

Des essais ont été réalisés pour vérifier la faisabilité technologique de la solution technique proposée (cf. Figure 3-5).



Figure 3-5 *Photographies d'essais réalisés sur des démonstrateurs de conteneurs de stockage HA*

3.5.2.2.2 Les conteneurs de stockage MA-VL

Deux modes de stockage sont retenus pour le stockage des colis primaires de déchets MA-VL :

- le stockage de colis primaire directement en alvéole de stockage, qui concerne certaines familles de colis pour lesquelles le colis primaire satisfait aux fonctions attribuées à un colis de stockage avec un conteneur de stockage. Pour le stockage direct, deux sous-configurations sont possibles :
  - ✓ le stockage du colis primaire directement ;
  - ✓ le stockage du colis primaire en panier de stockage pour permettre la manutention de plusieurs colis primaires dans un même panier et donc limiter les flux de transfert.
- le stockage des colis primaires de déchets MA-VL après mise en conteneur de stockage dans l'installation nucléaire de surface Cigéo. Deux sous-configurations sont possibles :
  - ✓ le stockage en conteneur standard, avec couvercle vissé ;
  - ✓ le stockage en conteneur renforcé vis-à-vis du confinement, c'est-à-dire avec un couvercle vissé et clavé.

LE COLIS DE STOCKAGE MA-VL

Les colis de déchets MA-VL stockés sont :

- des colis primaires mis directement en alvéole de stockage ou après mise en panier (mode de stockage nommé « stockage direct ») ;
- des colis primaires après mise en conteneur de stockage (avec couvercle renforcé vis-à-vis du confinement dans certains cas particuliers).

Les fonctions essentielles des conteneurs (ou des paniers) sont :

- permettre la manutention des colis de stockage lors des opérations de mise en stockage et lors des éventuelles opérations de retrait : conteneur de stockage est dimensionné pour que le colis de stockage soit manutentionnable par les systèmes de préhension mis en œuvre dans l'installation de surface, dans la cellule de manutention et dans la partie utile de l'alvéole. La géométrie du conteneur est adaptée pour permettre la manutention et le conteneur est dimensionné mécaniquement afin de ne pas s'endommager durant les étapes de manutention. Ces exigences de géométrie et de tenue mécanique sont assurées durant toute la phase de fonctionnement (durée d'ordre séculaire) dans le cas où il serait nécessaire de procéder au retrait des colis ;
- permettre le gerbage sur plusieurs couches : afin d'optimiser les dimensions du quartier de stockage MA-VL et des alvéoles, les colis sont stockés par empilement pouvant aller jusqu'à trois niveaux. Ainsi, les conteneurs sont dimensionnés pour tenir au gerbage sans endommagement pendant la phase de fonctionnement et transférer le chargement au radier de l'alvéole.
- préserver la fonction de manutention en situation incidentelle ou accidentelle de chute, de collision ou de séisme, pour qu'il reste manutentionnable par les outils disponibles en alvéole pour permettre son évacuation ;
- contribuer à confiner les substances radioactives : en situation normale, il n'y a pas de fonction de confinement attribuée au conteneur de stockage standard. Cependant, le conteneur est conçu de manière à pouvoir claver le couvercle par l'injection d'un liant dans l'interstice entre le corps du conteneur et le couvercle, ce qui permet de conférer au conteneur de stockage une fonction de confinement des substances radioactives sous forme d'aérosols. Ainsi, dans le cas de colis primaires pour lesquels le maintien du confinement durant la phase de fonctionnement ne serait pas garanti, l'utilisation d'un conteneur de stockage en béton clavé permet de considérer une contribution du conteneur au confinement des déchets MA-VL ;

- évacuer les gaz de radiolyse et de corrosion émis par les colis primaires de s'affranchir du risque d'endommagement du conteneur par surpression interne ou du risque de formation d'une atmosphère explosive (risque Atex) dans le colis de stockage ;
- contribuer à maîtriser le risque de criticité en alvéole par la géométrie du conteneur de stockage : la géométrie et l'épaisseur du conteneur de stockage, ainsi que les jeux internes entre les colis primaires et le conteneur, permettent d'obtenir une configuration de stockage sûre vis-à-vis de la criticité ;
- en situation incidentelle ou accidentelle, protéger le colis primaire des sollicitations thermiques et mécaniques et assurer la maîtrise du risque de criticité par la limitation des déformations du conteneur de stockage ;
- contribuer à la préservation des propriétés favorables de la couche du Callovo-Oxfordien : une fonction « long terme » est prise en compte dans la conception. Les conteneurs de stockage sont dimensionnés de manière à limiter les vides dans les colis de stockage. Cela contribue à préserver les propriétés favorables de la couche du Callovo-Oxfordien en limitant l'extension de la zone endommagée dans le temps. De plus, les conteneurs de stockage MA-VL ont une forme parallélépipédique qui permet un remplissage optimisé de l'alvéole (*i.e.* Limitation des vides) et contribue ainsi à limiter le risque d'extension de la zone endommagée de la couche du Callovo-Oxfordien autour des alvéoles en après fermeture à long terme.

Lorsque le colis primaire est complété par un conteneur de stockage, l'ensemble colis primaires et conteneur de stockage constitue alors le colis de stockage transféré en installation souterraine pour y être stocké. Le colis de stockage MA-VL (cf. Figure 3-6) est alors constitué :

- d'un conteneur comprenant les deux éléments préfabriqués suivants :
  - ✓ corps de conteneur doté de cloisons internes qui ménagent des réservations ajustées à la forme des colis primaires ;
  - ✓ couvercle de fermeture.
- d'un ou plusieurs colis primaire(s).

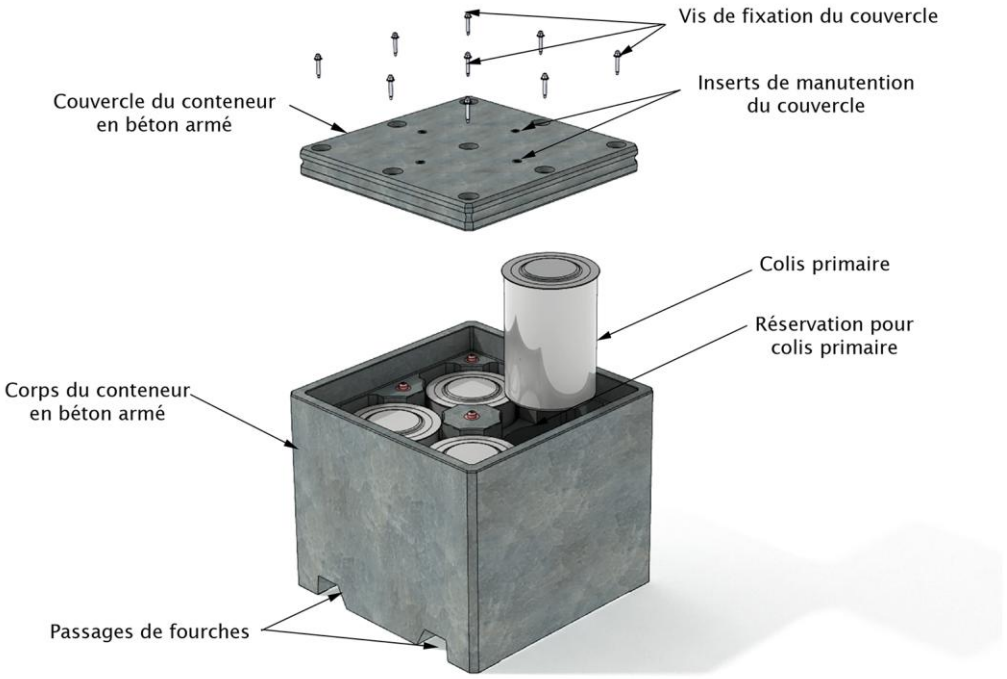


Figure 3-6 Illustration d'un colis de stockage MA-VL en conteneur béton

Compte tenu de la variabilité des familles de colis de déchets MA-VL, le développement des conteneurs se fait de manière à standardiser les conteneurs de stockage permettant ainsi de mutualiser les équipements sur l'installation. La fabrication d'une quantité limitée de modèles de conteneurs comparativement au nombre de colis primaires permet de procéder à une fabrication en mode industriel, et de garantir la reproductibilité des performances et la garantie du respect des fonctions attribuées au conteneur.

Le matériau constitutif du conteneur de stockage est le béton armé pour la majorité des familles (pour quelques familles de colis primaires de grandes dimensions, le conteneur de stockage est en acier). Le choix de ce type de matériaux « classiques » associé à une géométrie également « classique » facilite son industrialisation.

Le choix du béton pour la fabrication du conteneur de stockage est fondé sur les meilleures techniques disponibles. Il s'agit d'un matériau connu tant pour sa mise en œuvre que pour son évolution. De plus, l'Andra dispose d'un retour d'expérience lié à un nombre important d'essais de fabrication de démonstrateurs (cf. Figure 3-7). Des essais ont été menés avec ces conteneurs de stockage pour qualifier leur dimensionnement vis-à-vis des conditions d'exploitation (tenue au gerbage), ou des risques liés à la manutention (chute), à la tenue au feu ou encore au comportement d'une pile de colis au séisme.



Figure 3-7 *Photographies illustratives des étapes de fabrication de prototypes de conteneurs de stockage MA-VL*

3.5.2.3 Les choix de conception des moyens de manutention des colis de déchets radioactifs

Les opérations de manutention des colis sont essentiellement des opérations de réception des colis de déchets expédiés par les producteurs, leur contrôle et leur préparation pour le stockage, leur transfert vers les ouvrages de stockage et leur mise en alvéole de stockage.

Le colis est le premier composant qui confine en son sein la radioactivité des déchets :

- les contrôles sur les colis dès leur arrivée puis lors des différentes opérations de manutention permettent de maîtriser leur qualité ;
- le colis est protégé des agressions externes (chute d'avions, tempêtes...) en étant toujours manutentionné à l'intérieur des installations, conçues pour y résister ;
- les équipements de manutention sont conçus pour protéger le colis de déchets en particulier en minimisant les hauteurs de levage et de transfert des colis et en limitant la charge calorifique induite par le dégagement thermique des colis ;
- toutes les opérations sur les colis sont automatisées et suivies par vidéo-surveillance à partir de la salle de conduite centralisée permettant ainsi de vérifier à tout instant ce qui arrive au colis et où il se situe dans l'installation, ceci afin de limiter l'exposition du personnel ;
- à l'arrivée au fond, les hottes chargées de colis sont acheminées *via* des systèmes de transfert automatisés sur rails jusqu'aux alvéoles de stockage dans lesquels ils sont introduits par couche pour minimiser également les hauteurs de levage.

Les solutions technologiques standards et éprouvées pour les équipements de manutention sont privilégiées et s'appuient sur le retour d'expérience d'essais technologiques, d'autres installations nucléaires ou d'installations industrielles.

Les solutions technologiques prennent en compte la récupérabilité : les moyens de retrait sont similaires aux moyens de mise en stockage.

3.5.2.4 Les choix de conception du système de stockage après fermeture

La réalisation des fonctions de sûreté après fermeture oriente la conception de deux grands composants du système de stockage long terme après fermeture :

- l'architecture de l'installation souterraine et notamment son organisation (globalement « borgne », zones de stockage « borgnes », base des ouvrages de liaison surface-fond regroupés au niveau du Callovo-Oxfordien, implantation sur un seul niveau) contribuent au confinement des radionucléides et des substances toxiques chimiques au plus près des déchets, au maintien de conditions d'écoulements de l'eau très lents dans le stockage et à la préservation de gardes de Callovo-Oxfordien saines d'épaisseurs importantes de part et d'autre[27] du stockage ;
- les ouvrages de fermeture et en particulier les scellements complètent le dispositif en évitant le court-circuit de la couche du Callovo-Oxfordien par les ouvrages souterrains, assurant ainsi une continuité de l'étanchéité globale du système de stockage.

[27] Comme observé dans tout milieu géologique, le creusement des ouvrages souterrains crée un endommagement (fracturation) de la couche du Callovo-Oxfordien. Les travaux menés dans le Laboratoire souterrain et les observations dans d'autres roches argileuses (Opalinus Clay en Suisse, Argile de Mol en Belgique) montrent que la zone endommagée est limitée au champ proche des ouvrages, quelques mètres. En outre, du fait des minéraux argileux, notamment de minéraux gonflants, les smectites, il a été montré que les argilites du Callovo-Oxfordien endommagées se cicatrisent sur le plan hydraulique, en récupérant des perméabilités proches de celle des argilites non endommagées.

3.5.2.4.1 L'architecture de l'installation souterraine

Les principes structurants (dits également « principes directeurs ») de l'architecture de l'installation souterraine ont comme objectif fondamental la protection de l'homme et l'environnement sur le long terme intégré dès la phase de conception initiale du projet.

Par ailleurs, comme évoqué également au chapitre 2.1.4 du présent document, afin de garantir cet objectif fondamental, l'installation souterraine passe nécessairement par des phases « intermédiaires » de construction, fonctionnement et démantèlement/fermeture, pour lesquelles des principes structurants ont également été établis en lien avec la sûreté, la sécurité et l'environnement (objectif de protection des biens, des personnes et de l'environnement), en lien également avec le principe de réversibilité évoqué par le Code de l'Environnement, mais aussi avec les questions d'insertion territoriale, de planning et de coût à terminaison.

La conception de l'architecture souterraine répond ainsi à un ensemble principes directeurs définis très tôt (dès 1991 avec la RFS.III.2.f (4) notamment, au regard du choix de la couche du Callovo-Oxfordien pour la formation hôte), et ont piloté la conception dès le début du projet. Ces grands principes directeurs ont été reconduits (notamment, pour certains, repris dans le guide de l'ASN n°1[28]) et sont restés invariants depuis 2005 et durant les phases successives du développement du projet, continuant à orienter les choix et les évolutions de la conception. En avançant dans la conception, des adaptations ont été réalisées pour prendre en compte l'ensemble des besoins exprimés, les itérations connaissances/conception/sûreté (notamment la connaissance de la couche), etc. Ces principes directeurs constituent le socle commun à toutes les solutions technologiques étudiées.

a) L'architecture dans son ensemble

L'installation souterraine est composée des ouvrages de liaisons surface-fond, des galeries et alvéoles de stockages. Son organisation s'adapte aux caractéristiques des colis de déchets HA et MA-VL et de la couche du Callovo-Oxfordien. L'architecture souterraine répond ainsi à l'objectif fondamental de protection à long terme de l'homme et l'environnement répond aux principes suivants :

- tirer parti, préserver et valoriser :
  - ✓ les caractéristiques favorables du site (notamment les faibles gradients hydrogéologiques au sein de la couche du Callovo-Oxfordien) ;
  - ✓ des propriétés de confinement remarquables de la couche du Callovo-Oxfordien (épaisseur, faible perméabilité, faible porosité…) et à les préserver.
- favoriser le transfert des radionucléides et substances toxiques chimiques par la couche du Callovo-Oxfordien ;
- permettre de simplifier la phénoménologie et maîtriser la démonstration de sûreté après fermeture ;
- préserver les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien et des composants ouvragés contribuant à la sûreté après fermeture.

[28] Extrait du guide de sûreté de l'ASN (2) :
« *Les dispositions suivantes paraissent également être favorables du point de vue de la sûreté après la fermeture de l'installation :*
- *un positionnement des liaisons jour-fond adapté aux caractéristiques géologiques et hydrogéologiques du site afin de contribuer à limiter la migration des radionucléides ;la réalisation d'alvéoles de stockage selon une architecture permettant de limiter la vitesse de circulation d'eau à proximité des colis, indépendamment du rôle que peuvent jouer les composants ouvragés pour limiter ces circulations ;*
- *la limitation à une valeur inférieure à 100 °C de la température maximale atteinte à l'interface entre les colis et les ouvrages de stockage ;*
- *la limitation de la perturbation chimique des ouvrages de stockage.*

L'opportunité de retenir ces dispositions pour la conception du système de stockage devra néanmoins être confirmée sur la base de l'analyse de leur compatibilité avec une exploitation sûre de l'installation et avec le respect des conditions de réversibilité. ».

En déclinaison de ces principes, plusieurs dispositions d'organisation de l'architecture et de conception y concourent :

- **une architecture planaire implantée en profondeur** permet en premier lieu d'isoler les déchets et les composants ouvragés du système de stockage des perturbations affectant la surface (notamment l'érosion) et à les rendre indépendantes des grandes évolutions futures. Sur la ZIOS, la profondeur de la couche du Callovo-Oxfordien, et de l'installation souterraine à environ 500 mètres, bien en deçà des 200 mètres[29], protège le système de stockage sur le long terme des phénomènes d'érosion, de l'effet de surface d'un séisme, ou d'une intrusion humaine involontaire depuis la surface. Cette profondeur garantit la satisfaction de la fonction « *isoler les déchets de l'homme et de la biosphère* » telle que définie dans le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2). La géométrie de la couche du Callovo-Oxfordien en couche sub-plane (faible pendage) et son épaisseur d'environ 140 mètres à 160 mètres sur la ZIOS permettent d'y accueillir les ouvrages souterrains et, associées à une architecture planaire de cette dernière, et de conserver au-dessus et en-dessous des gardes de Callovo-Oxfordien ayant des épaisseurs importantes, supérieures à 50 mètres[30]. Ces épaisseurs font partie intégrante du système de stockage en constituant une barrière à la circulation d'eau[31] et à la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques. Elles contribuent ainsi au confinement des radionucléides et des substances toxiques chimiques contenus dans les déchets sur de longues échelles de temps en constituant une barrière diffusive à la fois vers l'Oxfordien et vers le Dogger et en assurant pour les éléments mobiles des temps de transferts très long à travers la couche du Callovo-Oxfordien ;
- **une architecture de stockage globalement « borgne »** (alvéoles HA, quartier pilote, quartier (et sous quartiers) de stockage HA, quartier de stockage MA-VL) permet de limiter la circulation d'eau dans le stockage. La migration des solutés par advection au sein de chaque quartier, c'est-à-dire par entraînement avec le déplacement de l'eau, s'en trouve réduite, favorisant la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques par la couche du Callovo-Oxfordien.

  Dans le cas des alvéoles MA-VL passantes[32], le réseau de galeries qui entoure les alvéoles rétablit une « borgnitude fonctionnelle » (fonctionnement en « cage de Faraday »[33]) en contribuant à égaliser les potentiels hydrauliques aux deux extrémités des alvéoles. Les alvéoles « passants » fonctionnent alors (hors perturbations locales de la charge hydraulique) comme deux demi-alvéoles « borgnes » disposées en opposition ;
- **le regroupement de la base des ouvrages de liaison surface-fond** qui associé à la borgnitude de l'installation souterraine, limite les effets de drain hydraulique des galeries proches des puits et descenderies, et *in fine* le transfert convectif des solutés. Les (très) faibles gradients hydrauliques verticaux dans la couche du Callovo-Oxfordien où sont implantés les puits contribuent par ailleurs à limiter les éventuelles circulations d'eau au sein du stockage entre ces ouvrages ;
- **des alvéoles de stockage qui présentent un grand élancement**[34] (alvéole MA-VL : de l'ordre de 500 mètres de longueur et 10 mètres environ de hauteur ; alvéoles HA : de l'ordre de 80 mètres à de l'ordre de 150 mètres[35] de longueur et 80 cm environ de diamètre) ce qui permet de limiter la proportion des radionucléides susceptibles de migrer vers le(s) extrémité(s) des alvéoles et d'atteindre les galeries d'accès par rapport à celle migrant au travers de la couche du Callovo-Oxfordien et correspondant au fonctionnement recherché (principe de dominance de la voie de transfert par la couche du Callovo-Oxfordien) ;

---

29 Le guide de sûreté de l'ASN de 2008 (2), mentionne que « *l'épaisseur de la zone superficielle pouvant être ainsi perturbée est a priori de l'ordre de 200 mètres* ».

30 Déduction faire de la zone endommagée par le creusement. On parle alors de garde « saine »

31 Au regard de ses caractéristiques intrinsèques (faible perméabilité, faire porosité…) et d'un faible moteur hydraulique (gradient de charge).

32 Les alvéoles MA-VL sont passantes pour permettent leur ventilation traversante en pleine section et garantir ainsi la maitrise du risque lié à la production d'hydrogène (le cas échéant) pendant la phase de fonctionnement.

33 Selon l'analogie électromagnétique

34 Rapport longueur/diamètre

35 Sans préjuger des optimisations futures relatives à leur allongement (intégrant le retour d'expérience de l'exploitation du quartier pilote HA et des évolutions technologiques disponibles) qui pourraient être mis en œuvre d'ici sa mise en service envisagée à l'horizon 2080.

- **le positionnement des ouvrages de stockage des déchets HA les plus radioactifs en aval hydraulique du sens des écoulements** dans l'Oxfordien carbonaté par rapport à la base des liaisons surface-fond contribue à limiter la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques depuis la zone de stockage des déchets HA vers les puits et les descenderies, notamment en cas de défaillances des scellements ;
- **la conception « modulaire » de l'architecture dans son ensemble** est fondée sur un développement par tranches successives conformément au « Plan directeur de l'exploitation » du centre de stockage Cigéo (PDE) (12). Elle permet le déploiement d'une première tranche répondant aux besoins industriels, sans obérer la prise en compte des progrès scientifiques, techniques et technologiques qui interviendront à l'échelle du siècle pour le déploiement des tranches ;
- **la séparation des familles de colis de déchets** et **des distances de garde importantes entre les zones de stockage** qui limitent ou empêchent les interactions physico-chimiques à distance et permettent d'offrir une surface d'échange supplémentaire avec la couche du Callovo-Oxfordien pour les fractions (très minoritaires) des radionucléides et substances toxiques chimiques susceptibles de migrer hors des alvéoles par la voie ouvrages ;
- **l'orientation des alvéoles** de stockage suivant la direction de la contrainte principale horizontale *in situ*, limitant l'extension verticale de la couche du Callovo-Oxfordien endommagée à leur pourtour, et **favorisant de ce fait des gardes de Callovo-Oxfordien sain (non endommagé mécaniquement) importantes** de part et d'autre des alvéoles ;
- **des scellements qui reconstituent un milieu à faible perméabilité** au niveau des ouvrages d'accès pour limiter les flux d'eau dans l'installation souterraine : les scellements participent à l'objectif de sûreté après fermeture sur le long terme, en limitant (i) l'apport d'eau susceptible de provenir des formations encaissantes sus-jacentes traversées par les ouvrages de liaison surface-fond et (ii) les flux d'eau drainée par la couche du Callovo-Oxfordien au sein du stockage, après sa saturation complète et un régime hydraulique établi et (iii) tout en contribuant à limiter la pression de gaz dans le stockage. Ces objectifs permettent *in fine* de garantir des transferts de radionucléides et substances toxiques chimiques au sein du système de stockage qui soient très limités (*i.e.* Des temps de transferts convectifs importants), garantissant que la voie de transfert principale des radionucléides est celle par la couche du Callovo-Oxfordien. Par ailleurs, ils contribuent à limiter les échanges de matières par la voie eau concourant ainsi à accroitre le niveau de maîtrise des perturbations associées.

  Pour satisfaire ces objectifs de performance hydraulique, il est prévu deux types de scellements :

  - ✓ **des scellements des liaisons surface-fond** (puits et descenderies), qui apportent la plus grande contribution à la limitation des flux d'eau[36] entre l'installation souterraine et les formations encaissantes *via* les liaisons surface-fond (limitation des quantités d'eau venant des formations sus-jacentes sur le court terme et limitation des quantités d'eau drainées par le stockage sur le long terme à l'équilibre hydraulique) ;
  - ✓ **des scellements de fond (galeries)** mis en place dans les galeries de liaison reliant les quartiers de stockage à la base des liaisons surface-fond, qui permettent d'augmenter encore plus la résistance hydraulique[37] au sein des ouvrages souterrains et contribuer à isoler hydrauliquement le système au plus près des déchets. Par leur position centrale au sein de l'installation souterraine, ils contribuent à l'organisation des gradients hydrauliques et des flux d'eau dans l'installation souterraine.

[36] La performance hydraulique visée est une perméabilité inférieure à 10^{-11} $m.s^{-1}$ sur une longueur pluridécamétrique
[37] La performance hydraulique visée est une perméabilité inférieure à 10^{-9} $m.s^{-1}$ sur une longueur pluri-métrique

- **des dispositions de conception et des règles de dimensionnement** qui concourent à la limitation des perturbations :
  - ✓ **la limitation des niveaux de température** (et donc des effets induits) pour préserver les propriétés de confinement de la formation du Callovo-Oxfordien et la durabilité des composants ouvragés :
    - le dimensionnement thermique des quartiers de stockage permet de rester dans un domaine de température couvert par l'état des connaissances et compatible avec la capacité à rendre compte des phénomènes et de leurs couplages ;
    - le dimensionnement thermo-hydraulique et mécanique « THM » du quartier de stockage préserve les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien ;
    - le choix des matériaux pour limiter les perturbations du stockage sur la couche du Callovo-Oxfordien afin qu'elle joue pleinement son rôle central dans la sûreté à long terme.
  - ✓ **la limitation des taux de vide** pour préserver des épaisseurs importantes de garde saine du Callovo-Oxfordien autour des quartiers de stockage. L'installation souterraine n'est pas susceptible d'entraîner des désordres de grande ampleur à l'échelle de la formation. La perturbation locale de la couche du Callovo-Oxfordien qui en résulte est peu importante et n'entraîne pas de perturbations supplémentaires de la formation en grand. Cela se traduit (i) par une limitation des jeux fonctionnels dans les alvéoles de stockage et (ii) ailleurs, dans les galeries horizontales et les liaisons surface-fond, par la mise en place de remblais (ou ponctuellement des scellements) pour combler les vides ;
  - ✓ **des matériaux des composants ouvragés simples, durables et au comportement prédictible et compatible avec un dimensionnement :**
    - les matériaux argileux qu'ils soient à base de bentonite et/ou d'argilites remaniées sont envisagés pour constituer les ouvrages de fermeture de la partie souterraine de l'INB. Ces matériaux sont choisis pour leurs propriétés hydromécaniques compatibles avec les fonctions attendues ;
    - les matériaux cimentaires sont retenus pour le génie civil des ouvrages, des conteneurs de stockage MA-VL et le cas échéant les massifs d'appui des scellements. Ces matériaux sont choisis pour leurs propriétés mécaniques compatibles avec les fonctions attendues. Les matériaux cimentaires présentent de nombreux avantages pour une utilisation dans le cadre du stockage de déchets radioactifs. Il s'agit de matériaux fabriqués avec des gammes de constituants variées et facilement disponibles, dont la mise en œuvre est simple et robuste et pour lesquels un retour d'expérience important est disponible dans le domaine du génie civil, conventionnel ou nucléaire. Les choix de formulation permettent d'ajuster l'ensemble des propriétés du matériau, qu'il s'agisse de ses propriétés chimiques ou physiques, afin de répondre aux exigences spécifiées pour l'ouvrage considéré. Il est ainsi possible d'obtenir des propriétés mécaniques élevées et une réactivité chimique limitée permettant de garantir des performances élevées dans le temps, notamment en termes de durabilité.

      Les aciers, au-delà de leur utilisation classique dans les composants en béton du génie civil (armatures), sont également envisagés pour les chemisages des alvéoles HA et le conteneur de stockage HA. En effet, l'acier résiste mieux à la température[38] que les bétons et peut ainsi, en l'absence d'oxygène, assurer avec fiabilité une étanchéité totale à l'eau sur de longues durées. Le recours à des aciers non alliés, matériaux simples, soudables, permet de s'affranchir des phénomènes de corrosion localisés (fragilisation par l'hydrogène, corrosion sous contrainte, corrosion radiolytique[39]…). Dès lors, dans les conditions d'environnement de l'installation souterrain (et en particulier des alvéoles), ce type de matériaux est uniquement soumis aux phénomènes de corrosion généralisée, phénomène lent[40], facilement caractérisable, prédictible et donc compatible avec un dimensionnement.

[38] Il est classiquement recommandé de limiter la température des bétons en dessous de 65 °C à 85 °C environ (selon les classes d'exposition) pour s'affranchir des désordres susceptibles d'endommager assez sévèrement des ouvrages en béton là où des aciers peuvent être qualifiés pour des températures de plusieurs centaines de °C.

[39] En association avec une limitation par conception du débit de dose à 10 Gy/h en peau de conteneur de stockage

[40] En environnement anoxique après consommation de l'oxygène résiduel occlus

b) Les alvéoles de stockage HA

Les choix de conception des alvéoles de stockage HA répondent aux principes suivants :

- stocker des colis de déchets HA, c'est-à-dire permettre leur mise en stockage (et leur éventuel retrait) ;
- mobiliser et préserver les propriétés favorables de la couche du Callovo-Oxfordien ;
- faciliter les activités de construction et préserver une épaisseur de garde saine de Callovo-Oxfordien.

En déclinaison de ces principes et en lien avec le choix de conception de l'architecture souterraine, les choix de conception des alvéoles sont :

- des alvéoles HA borgnes faiblement inclinés et organisés en quartiers ;
- des alvéoles élancés et horizontaux ;
- des alvéoles creusés parallèlement à la contrainte mécanique *in situ* majeure (horizontale) afin de minimiser l'endommagement à leur pourtour en vertical et préserver des gardes de Callovo-Oxfordien sain importantes de part et d'autre (le faible diamètre contribue aussi à cela) ;
- un dimensionnement du chemisage en acier permettant la mise en place des colis de déchets et leur retrait pendant le fonctionnement ;
- un choix de matériaux simples, robustes, au comportement maîtrisable et prédictible ;
- des dispositions de conception qui visent à limiter les perturbations (thermique/chimique/mécanique...) au sein de l'alvéole ou à l'interface avec la galerie ou la couche du Callovo-Oxfordien ;
- et choix des matériaux dans l'alvéole HA offrant des conditions d'environnement favorables aux colis de stockage HA pour qu'ils assurent leurs fonctions de sûreté en exploitation et après fermeture.

c) Les alvéoles de stockage MA-VL

Les choix de conception des alvéoles de stockage MA-VL répondent aux principes suivants :

- pouvoir stocker des colis de déchets MA-VL, c'est à dire permettre leur mise en stockage et leur éventuel retrait ;
- mobiliser et préserver les propriétés favorables de la couche du Callovo-Oxfordien ;
- faciliter les activités de construction et préserver une épaisseur de garde saine de Callovo-Oxfordien.

En déclinaison de ces principes, les choix de conception et en lien avec les choix de conception de l'architecture souterraine sont :

- des alvéoles MA-VL organisés en un quartier borgne ;
- des alvéoles creusés parallèlement à la contrainte mécanique *in situ* majeure (horizontale) afin de minimiser l'endommagement à leur pourtour en vertical et préserver des gardes de Callovo-Oxfordien sain importantes de part et d'autre ;
- chaque alvéole MA-VL est dimensionné et organisé selon des règles de costockage géométriques et/ou physico-chimiques, en fonction de la nature et des dimensions du type de colis de déchets MA-VL qu'ils accueillent, afin de favoriser les propriétés de confinement des colis de déchets en limitant les interactions physico-chimiques, et de limiter le taux de vide après remplissage ;
- les conditions physico-chimiques et les choix des matériaux dans l'alvéole MA-VL offrent des conditions d'environnement favorables aux colis de stockage MA-VL pour qu'ils assurent leurs fonctions de sûreté en exploitation et après fermeture ;
- un choix de matériaux simples, robustes, au comportement maîtrisable et prédictible ;

  des dispositions qui visent à limiter les perturbations (thermique/chimique/mécanique...) au sein de l'alvéole ou à l'interface avec la galerie ou la couche du Callovo-Oxfordien.

3.5.2.4.2 Les ouvrages de fermeture et en particulier les scellements

LES OUVRAGES DE FERMETURE

Les ouvrages de fermeture sont de deux types, avec des rôles différents :

- d'une part, les remblais qui sont disposés dans tous les ouvrages souterrains hormis les alvéoles et ont pour but de limiter les déformations de la couche du Callovo-Oxfordien (et, de ce fait, limiter l'extension des zones endommagées des argilites autour des galeries) lorsqu'à long terme la dégradation du revêtement des ouvrages souterrains ne permet plus de soutenir la roche. Le remblai assure ainsi la préservation des propriétés des argilites, favorables au confinement des déchets. Pour cela, le remblai doit avoir une rigidité suffisante : un module de déformation élevé et des techniques de remplissage adaptées y concourent. Ces caractéristiques rendent possible le recours par exemple aux argilites excavées ;
- d'autre part, les scellements qui disposés ponctuellement sont des ouvrages de faible perméabilité hydraulique. En plus de leur fonction de soutien mécanique qu'ils partagent avec les remblais, les scellements ont également comme objectif de s'opposer à la circulation d'eau dans le stockage pour éviter qu'elle ne constitue un facteur d'altération des déchets et un vecteur de migration des radionucléides.

En lien étroit avec la conception de l'architecture souterraine, la conception des ouvrages de fermeture et en particulier les scellements visent également à répondre à l'objectif fondamental de protection à long terme de l'homme et l'environnement et constituent un des piliers de la sûreté passive après fermeture sur le long terme selon les principes suivants :

- des ouvrages de fermeture limitant les écoulements d'eau et autorisent le passage du gaz[28] ;
- une redondance des scellements de galeries avec les scellements des liaisons surface-fond ;
- favoriser la maîtrise du fonctionnement et des performances des scellements ;
- des techniques de creusement qui visent à maitriser l'endommagement de la couche du Callovo-Oxfordien en champ proche des ouvrages souterrains ;
- des choix de matériaux compatibles avec les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien, afin de limiter les interactions physico-chimiques en tant que de besoin ;
- privilégier la réutilisation des verses pour la réalisation des ouvrages de fermeture (remblais).

En déclinaison de ces principes :

- les scellements mis en place s'opposent à la circulation d'eau au sein des ouvrages souterrains :
  - ✓ de par leur position spécifique, les scellements des puits et des descenderies, verticaux et inclinés, (dits « scellements de liaison surface-fond ») contribuent à la protection de l'homme et l'environnement après fermeture sur le long terme. Implantés au niveau de la couche du Callovo-Oxfordien, ils limitent les perturbations hydrauliques issues des formations encaissantes sus-jacentes, contribuent à limiter les flux d'eau au sein du stockage et ainsi isolent hydrauliquement les ouvrages souterrains. Des scellements de galeries, horizontaux, (dits « scellements fond ») jouent un même rôle de manière complémentaire et redondante aux scellements de liaison surface-fond, au plus près des quartiers et des alvéoles ;
  - ✓ la présence de scellements limite de fait la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques qui potentiellement seraient relâchées par les alvéoles dans les galeries.

- la conception des scellements s'appuie sur l'utilisation d'argiles gonflantes (appelées aussi bentonites) : il s'agit de matériaux argileux naturels très bien connus, simples, durables, aux propriétés hydrauliques et hydromécanique remarquables (très faible perméabilité même pour des densités faible, grande plasticité, potentiel de gonflement permettant de récupérer des vides…) et façonnables au regard de la performance hydraulique et hydromécanique recherchée, et tolérants aux sollicitations notamment physiques (thermique, mécanique, hydraulique et gaz) vis-à-vis de leurs propriétés hydraulique et hydromécanique. Les solutions retenues s'appuient ainsi sur le retour d'expérience de nombreux essais et maquettes réalisés à l'international et au Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne. L'Andra a ainsi acquis une solide connaissance des matériaux argileux gonflants et des ouvrages à base de ces matériaux. Leur composant principal est un noyau à base d'argile gonflante ;
- en anticipation de la mise en œuvre des opérations industrielles de fermeture, le principe retenu est de mettre en place des mesures conservatoires dans la conception de l'architecture souterraine pour permettre la mise en place de ces scellements au moment de la fermeture :
  - ✓ la localisation des scellements de galerie horizontale dans des galeries orientées selon la contrainte mécanique la plus favorable vis-à-vis des aspects sécurité chantier (*i.e.* Suivant la direction de la contrainte principale horizontale *in situ*, limitant l'extension verticale de la couche du Callovo-Oxfordien mécaniquement endommagée à leur pourtour) ;
  - ✓ la préservation de longueurs suffisantes pour pouvoir implanter les scellements.

» DES SOLUTIONS TECHNIQUES AU STADE DE LA DEMANDE D'AUTORISATION DE CRÉATION (DAC) QUI NE PREJUGENT PAS DE LA CONCEPTION DES SCELLEMENTS QUI SERA *IN FINE* MISE EN ŒUVRE AU MOMENT DE LA FERMETURE DE L'INSTALLATION SOUTERRAINE

- la solution technologique retenue au moment de la fermeture s'appuiera sur les meilleures techniques disponibles du moment et des connaissances acquises ;
- des mesures conservatoires sont prises dans la conception de l'installation souterraine pour ne pas obérer les possibilités de réalisation future des ouvrages de fermeture ;
- des démonstrateurs de scellement sont construits et mis en service pendant la phase industrielle pilote (Phipil) : la demande d'autorisation de création de l'INB comprend la demande l'autorisation de mettre en place des démonstrateurs de scellements en particulier dans la descenderie et les galeries de fond afin de pouvoir tester en conditions réelles leur comportement dans le temps dès le début de la construction, acquérir du retour d'expérience et le cas échéant intégrer des avancées de la connaissance.

3.6 Une démonstration de sûreté qui s'appuie sur deux analyses de risques

Comme indiqué au chapitre 3.1 du présent document, la démonstration de sûreté de l'INB Cigéo prend en compte la spécificité du stockage de déchets radioactifs, en s'appuyant sur la mise en œuvre de deux analyses de risques :

- ***l'une*** s'apparente à une démarche classique appliquée aux autres installations nucléaires :
  - ✓ les règles et pratiques sont communes à toute installation nucléaire de base (règles fondamentales de sûreté « RFS », guides de sûreté...). Leur mise en œuvre intègre les spécificités en particulier de l'installation souterraine (coactivité entre travaux et exploitation nucléaire en souterrain, longueur des ouvrages, durée du fonctionnement d'une centaine d'années...) et de la réversibilité ;
  - ✓ l'analyse se fonde sur la description de l'INB, de son fonctionnement (notamment les opérations intervenant au sein de l'INB) et de son environnement ;
  - ✓ l'analyse suit le principe de défense en profondeur appliquée par toute INB :
    - des dispositions de conception et d'exploitation permettent de le supprimer, si possible, ou bien de le prévenir et de réduire sa probabilité ;
    - des moyens de contrôle et de surveillance seront mis en place pour détecter tout dysfonctionnement et ramener l'installation dans ses conditions normales de fonctionnement ;
    - malgré ces dispositions, l'Andra suppose que des accidents puissent se produire. Elle évalue les conséquences de ces accidents et prévoit des dispositions supplémentaires afin d'en limiter les conséquences.
  - ✓ cette analyse dite « analyse de risques en exploitation » est présentée dans le chapitre 5 du présent document ;
- ***l'autre*** dite « analyse de risques après fermeture » est propre au stockage et destinée à garantir la sûreté à long terme une fois l'installation de stockage fermée définitivement :
  - ✓ le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) spécifique au stockage en couche géologique profonde fixe les objectifs qui doivent être retenus ;
  - ✓ l'analyse porte sur le fonctionnement du système stockage après fermeture et à long terme ;
  - ✓ l'analyse se fonde sur l'état des connaissances scientifiques et technologiques disponibles et au regard des fonctions de sûreté que doivent assurer les composants (naturels et ouvragés) du système de stockage après-fermeture et à long terme ;
  - ✓ à l'issue de cette analyse du comportement du système de stockage tel qu'il peut être décrit au vu du socle de connaissances scientifiques et technologiques disponibles, sont identifiés les scénarios de sûreté après fermeture qui seront évalués quantitativement en termes d'une part d'indicateurs de performance en lien avec les fonctions de sûreté et d'autre part d'incidences sur la santé humaine.

Les analyses de risques en exploitation et après fermeture sont menées en parallèle et de façon coordonnée permettant en lien avec le déploiement progressif de l'INB, d'une part d'orienter les études complémentaires à mener et d'autre part d'intégrer les avancées de connaissances en particulier les meilleures solutions technologiques disponibles en tenant compte des contraintes techniques et économiques ainsi que le retour d'expérience du fonctionnement de l'INB dont sa surveillance.

QU'EST-CE QUE LA ROBUSTESSE ?

La robustesse est la capacité d'un équipement, d'un composant ou d'un système à fonctionner dans une gamme élargie de conditions d'environnement (chaleur, froid, eau liquide, humidité, sécheresse, vibration, déformations géométriques, présence de contamination, vieillissement, après un choc…) ou à être tolérant à la défaillance de ses composants ou aux agressions externes.

Pour chaque risque identifié pendant la phase d'exploitation, la conception du stockage intègre plusieurs lignes de défense afin de prévenir et de neutraliser ce risque :

La figure ci-après synthétise les différentes étapes de la démarche générale de sûreté.

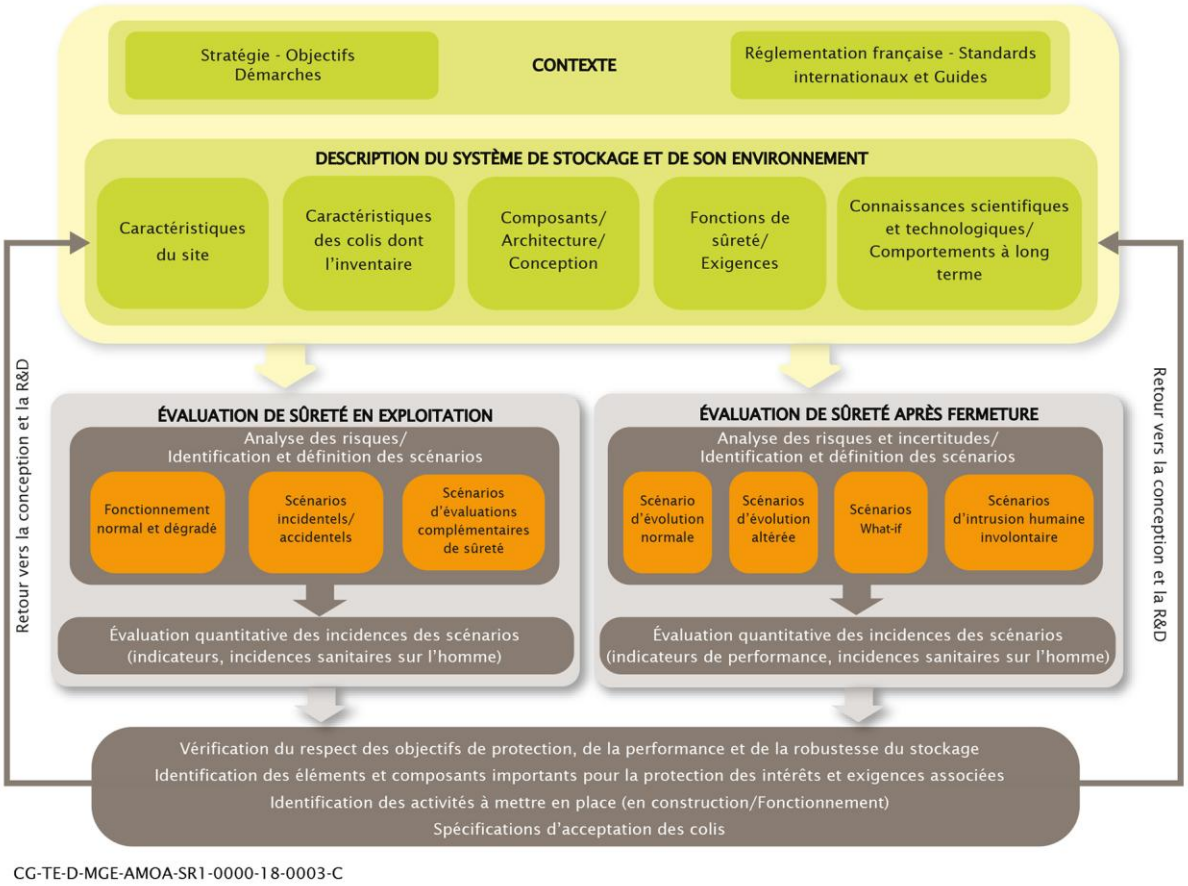


Figure 3-8 Schéma illustrant la démarche de sûreté générale

Cette démarche intégrée permet à chaque étape d'évaluer la robustesse de l'INB à la fois vis-à-vis du long terme après fermeture et pendant le fonctionnement. Elle permet également l'analyse de l'opportunité de retenir de nouvelles solutions technologiques sous l'angle notamment de leur compatibilité à la fois avec une exploitation sûre de l'installation et du respect des exigences de sûreté après fermeture.

Enfin, lors des réexamens de sûreté, les avancées de la connaissance scientifique et technologique ainsi que le retour d'expérience de la construction puis de l'exploitation (dont la surveillance) sont analysés sous l'angle également de la sûreté en exploitation et après fermeture. Toute évolution de la conception (de l'architecture souterraine dans son ensemble, des alvéoles de stockage entre la conception initiale et la mise en service, puis pendant le fonctionnement) fera l'objet d'un examen de la performance et de la sûreté en exploitation et après fermeture.

4

La maîtrise des risques après fermeture

4.1 La démarche générale 86
4.2 Une base de connaissances méthodologiques, scientifiques et technologiques 107
4.3 L'inventaire des risques après fermeture 113
4.4 Les évaluations quantitatives des scénarios de sûreté après fermeture 133
4.5 Les dispositions de surveillance de l'installation souterraine mises en place dès la construction initiale en vue de la protection à long terme après la fermeture 150
4.6 Les dispositions mises en place pour le maintien de la mémoire du stockage après fermeture 151

4.1 La démarche générale

4.1.1 Une démarche encadrée par le guide de sûreté n° 1 de l'ASN et cohérente avec les pratiques internationales

La démarche mise en œuvre pour mener l'évaluation de sûreté après fermeture suit les recommandations du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2). Ce guide émet en effet un certain nombre de principes et recommandations qui encadrent l'évaluation de la sûreté après fermeture en fixant notamment les objectifs de cette évaluation.

Cette démarche de sûreté s'appuie également sur un retour d'expérience important lié aux différents dossiers de l'Andra sur le projet de stockage géologique (« Dossier 2005 » (31), « Rapport étape 2009 » (27, 32-35), « Dossier d'options de sûreté » en 2016 (20, 21)) et aux échanges multiples menés depuis les années 90, dans le cadre d'exercices internationaux, en particulier de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) ou de la Commission européenne. L'Andra a pu ainsi se comparer régulièrement à ses homologues, asseoir sa démarche d'évaluation de sûreté après fermeture et s'assurer que sa mise en œuvre est cohérente avec les bonnes pratiques et référentiels internationaux.

En cohérence avec les objectifs et principes précités, l'Andra a structuré sa démarche d'évaluation de la sûreté après fermeture suivant une approche itérative entre la conception (incluant la définition des fonctions de sûreté et exigences associées), les connaissances scientifiques et technologiques, et les évaluations de sûreté.

En cohérence avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN, la démarche d'évaluation de la sûreté après-fermeture conduit à :

- vérifier le caractère favorable, pour la sûreté après fermeture, des performances des composants du système de stockage participant aux fonctions de sûreté pris isolément (colis, composants ouvragés, composants naturels) puis dans leur ensemble ;
- vérifier la robustesse du système de stockage en cas de dysfonctionnement d'un ou plusieurs composants participants à la réalisation des fonctions de sûreté (composants naturels ou composants ouvragés) ;
- évaluer les risques sanitaires associés aux substances radioactives et toxiques chimiques présents dans les déchets et examiner leur conformité aux objectifs définis dans les textes en vigueur.

Ceci est obtenu par le développement de scénarios, leur quantification et les enseignements que l'on peut en tirer.

Pour ce faire, la démarche d'évaluation de sûreté s'organise en plusieurs étapes (cf. Figure 4-1) :

- l'identification et la définition de scénarios à quantifier pour les évaluations de sûreté après fermeture :
  - ✓ c'est par une analyse qualitative des risques et incertitudes résiduelles de connaissances scientifiques et technologiques que sont identifiés et définis les scénarios de sûreté après fermeture ;
  - ✓ à l'issue de cette analyse, une liste de scénarios est établie pour mener les évaluations de sûreté quantitatives. Elle comprend le scénario d'évolution normale et les scénarios de déviation de cette évolution normale. Sur la base de l'analyse et du socle de connaissances scientifiques et technologiques, les hypothèses, les modèles de représentation du scénario (composants, substances radioactives et toxiques chimiques, processus phénoménologiques…) et les valeurs des paramètres des modèles sont définis pour chacun des scénarios ;

- l'évaluation quantitative des scénarios précédemment identifiés :
  - ✓ sur la base de la description du scénario, une première étape dite de conceptualisation est menée pour représenter l'ensemble des échelles spatiales à considérer, les différents compartiments (colis de stockage, ouvrages souterrains dont les alvéoles de stockage et les scellements, couche du Callovo-Oxfordien, autres formations géologiques…), et les processus phénoménologiques retenus ;
  - ✓ l'évaluation quantitative est ensuite menée à l'aide d'outils numériques capables de simuler et de quantifier le relâchement des radionucléides et substances toxiques chimiques par les colis, leur migration dans les ouvrages souterrains, dans la couche du Callovo-Oxfordien puis les formations encaissantes de la couche du Callovo-Oxfordien jusqu'aux exutoires[41]. Ces outils font l'objet d'une démarche de qualification permettant de s'assurer de leur utilisation pertinente, notamment en termes d'analyse des résultats, en particulier sur le plan numérique, par exemple au travers d'exercices d'intercomparaisons de codes de calcul.
- l'analyse des résultats et la définition des enseignements qui en sont tirés au regard des objectifs de protection des intérêts à long terme et des performances du système de stockage ainsi que de sa robustesse :
  - ✓ l'évaluation quantitative d'un ensemble d'indicateurs permet ainsi de porter un jugement sur la réalisation des fonctions de sûreté du système de stockage et sur la robustesse d'ensemble de ce système et de vérifier que la sûreté après fermeture est toujours maîtrisée et que la protection de l'homme et de l'environnement est respectée. Elle permet aussi au travers notamment des scénarios de dysfonctionnement d'analyser les poids relatifs de certains composants ouvragés sur les fonctions de sûreté, et la sûreté globale du système de stockage.

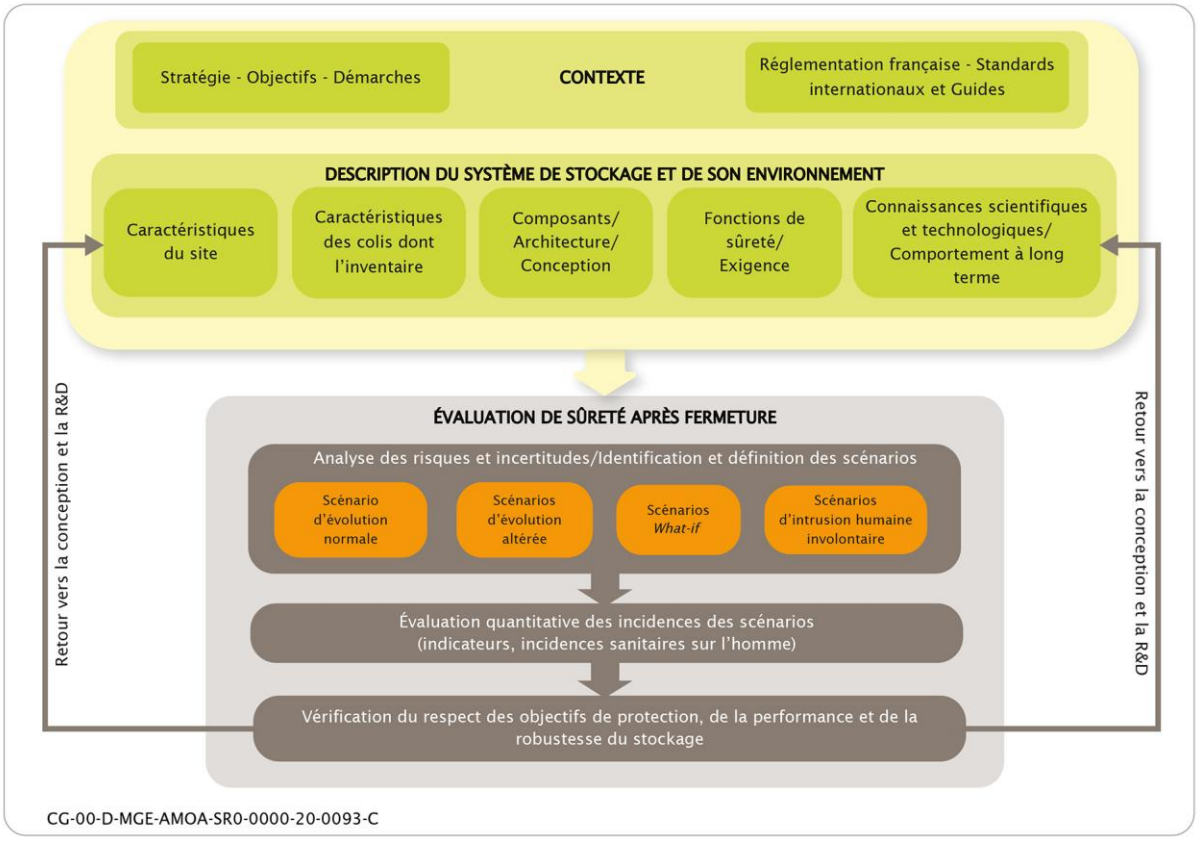


Figure 4-1 *Schéma illustratif des étapes de la démarche d'évaluation de sûreté après fermeture*

[41] La notion d'exutoire renvoie au lieu où une eau contenant potentiellement des radionucléides et des substances toxiques chimiques en solution pourrait venir au contact de la biosphère et être utilisée par l'homme.

L'évaluation de sûreté après fermeture

La démarche d'évaluation de la sûreté après fermeture s'organise selon plusieurs étapes clés :

- l'identification et la définition de scénarios de sûreté après fermeture, notamment par une analyse des risques et incertitudes résiduelles de connaissances scientifiques et technologiques ;
- l'évaluation quantitative des scénarios identifiés, à l'aide d'indicateurs de performance et de critères d'incidence sanitaire sur l'homme ;
- l'analyse des résultats des évaluations quantitatives des scénarios qui permet de porter un jugement sur :
  - ✓ le caractère favorable des performances des composants et la robustesse du système de stockage. Elle permet également de vérifier les dispositions de conception prises pour gérer des incertitudes résiduelles ;
  - ✓ le niveau de protection de l'installation par rapport aux critères de protection définis.
- les enseignements issus des évaluations, pouvant conduire à un retour sur des itérations futures de connaissances/conception/sûreté.

4.1.2 Les objectifs de protection et les scénarios de sûreté après fermeture

4.1.2.1 Les scénarios de sûreté après fermeture

Les scénarios de sûreté après fermeture sont définis pour représenter la manière dont les radionucléides et les substances toxiques chimiques contenus dans les déchets sont susceptibles d'arriver jusqu'à l'homme.

La nomenclature et la catégorisation des scénarios après-fermeture, retenues par l'Andra, correspondent aux quatre classes de scénarios génériques ressortant d'une part des préconisations du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) et d'autre part du partage à l'international, en particulier lors d'un *workshop* scénario de 2015 organisé par l'OCDE/AEN (17). Ces classes de scénarios sont (cf. Figure 4-2) :

- **un scénario d'évolution normale (SEN)** qui vise à représenter le système de stockage tel que conçu par le concepteur, considérant que toutes les fonctions de sûreté après fermeture sont réalisées et tirant parti de l'état de la connaissance scientifique et technologique sur le système de stockage, en particulier les comportements de la couche du Callovo-Oxfordien et des composants du stockage à long terme une fois fermé et en tenant compte d'événements et processus « certains ou très probables ». Il vise à vérifier le bon fonctionnement du stockage dans le temps ;
- **un ensemble de scénarios qui permet de couvrir différentes déviations de cette évolution normale :**
  - ✓ des scénarios « d'évolution altérée » représentatifs d'événements ou processus jugés peu vraisemblables au regard de l'état de la connaissance scientifique et technologique. Se rangent dans cette classe, les scénarios correspondant à des pertes de fonctions des composants du système de stockage (exemple des scellements) ;
  - ✓ des scénarios qualifiés de « *What-if* [42]» reposant sur le caractère très peu vraisemblable des événements pris en compte, ou reposant sur des événements postulés pour considérer par exemple la perte d'une ou plusieurs fonctions de sûreté. Ces scénarios hypothétiques permettent de « pousser » à l'extrême certains dysfonctionnements et de montrer la robustesse du système de stockage dans sa globalité ;
  - ✓ des scénarios d'intrusion humaine involontaire, nommés SIHI, dans la zone d'implantation des ouvrages de stockage, par méconnaissance de son existence[43][44].

[42] Terminologie anglaise signifiant « Et si » communément retenue au plan national et international
[43] Pour rappel, le guide de sûreté n° 1 de l'ASN fixe la date d'oubli de l'existence du stockage à 500 ans (2).
[44] Pour rappel, conformément au guide de sûreté n° 1 de l'ASN, le site géologique d'implantation du stockage ne comporte pas de ressources naturelles exceptionnelles qui conduiraient à favoriser une intrusion humaine. De même, la conception du stockage repose sur l'emploi de matériaux, par exemple aciers et béton, qui par leur nature ou leur quantité, ne constitueraient pas une ressource exceptionnelle.

Le scénario d'évolution normale est défini en s'appuyant sur la connaissance scientifique et technologique acquise à date. En cohérence avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN, ce scénario est représenté par une situation de référence comprenant les événements les plus probables et se fondant sur le meilleur état des connaissances scientifique et technologique disponible issu notamment des recherches menées depuis plus de 25 ans. De manière prudente, cette situation de référence intègre néanmoins des représentations conservatives, comme par exemple (i) la considération d'un état saturé en eau des ouvrages dès la fermeture de l'installation souterraine sans prendre en compte le transitoire de resaturation de ces ouvrages qui peut durer quelques milliers d'années du fait de la faible perméabilité de la couche du Callovo-Oxfordien, et (ii) une représentation des exutoires par pompage visant à capter de manière conservative, la totalité du flux de solutés arrivant dans la zone et non la quantité et la concentration locale autour du pompage.

Une autre situation du scénario d'évolution normale et les autres scénarios (SEA, *What-if*) sont définis afin de démontrer la robustesse de la démonstration de sûreté après fermeture vis-à-vis de la conception du stockage et des incertitudes de connaissances scientifiques et technologiques résiduelles :

- une situation « enveloppe » qui repose sur les exigences applicables (par exemple l'exigence de 50 mètres de couche de Callovo-Oxfordien sain (*e.g.* Non mécaniquement endommagé au pourtour des ouvrages souterrains) de part et d'autre du stockage) et qui cumule des valeurs de paramètres et hypothèses conservatives, notamment pour représenter la couche du Callovo-Oxfordien.

  Cette représentation majore le transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques depuis les colis stockés jusqu'aux exutoires puis à l'homme. Elle constitue par ce choix d'hypothèses et de données conservatives, la limite du domaine d'évolution normale du système de stockage et de son environnement. Elle conduit par cette définition à une borne supérieure de l'impact cumulé des incertitudes résiduelles de connaissance en évolution normale ;
- des scénarios de déviation de l'évolution normale, que l'on qualifie de scénarios d'évolution altérée (SEA), de scénarios « *What-if* », ou de scénarios d'intrusion humaine involontaire (SIHI).

  Ces scénarios visent à tester la robustesse du système de stockage à une perte ou une dégradation d'une fonction de sûreté fondamentale de ce dernier, même si cette perte ou dégradation est considérée comme peu ou très peu vraisemblable. Il s'agit par exemple de la défaillance postulée de tous les colis ou de tous les scellements ou encore d'une intrusion humaine involontaire dans le stockage par un forage en cas d'oubli de l'existence de ce dernier sur le long terme.

Les scénarios de sûreté après fermeture

Les scénarios après fermeture décrivent l'ensemble des conditions et des voies de transfert susceptibles d'être empruntées par les radionucléides et substances toxiques chimiques relâchés par les colis de déchets hors du stockage et jusqu'à l'homme. Ils sont classés en quatre grandes catégories :

- le scénario d'évolution normale ;
- les scénarios d'évolution altérée ;
- les scénarios « *What-if* » ;
- les scénarios d'intrusion humaine involontaire (nommés « SIHI »).

Ces scénarios visent à couvrir l'ensemble des possibilités, mêmes jugés très peu vraisemblables pour certaines, d'évolution du stockage et de son environnement géologique après fermeture sur le prochain million d'années, en termes de conséquences sur le relâchement des radionucléides et substances chimiques par les colis de déchets, leur migration hors du stockage, leur migration dans la couche du Callovo-Oxfordien, puis hors de cette couche jusqu'à des exutoires (environnement et homme).

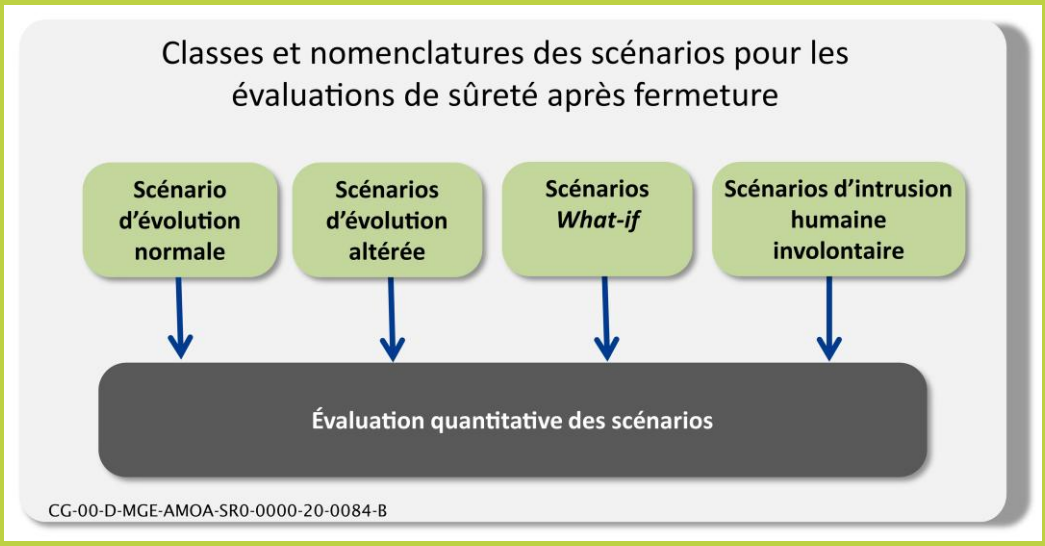


Figure 4-2 *Schéma illustratif des classes et nomenclatures des scénarios de sûreté après fermeture*

4.1.2.2 Les objectifs de protection

La protection de la santé des personnes et de l'environnement constitue l'objectif fondamental de sûreté assigné au stockage des déchets radioactifs en formation géologique profonde. Elle doit être assurée vis-à-vis des risques liés à la dissémination de radionucléides et de toxiques chimiques (cf. Guide de sûreté n° 1 de l'ASN 2008 (2) et standards de sûreté de l'AIEA, en particulier le SSR-5 (36)).

En cohérence avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN, l'évaluation de la sûreté après fermeture est réalisée autour de trois objectifs :

- la vérification du caractère favorable, pour la sûreté, des performances des composants du système de stockage participant aux fonctions de sûreté ;
- l'évaluation des perturbations apportées dans le système de stockage par les interactions entre les différents composants ;
- l'estimation des incidences sur la santé de l'homme et l'environnement pour un jeu de scénarios représentatifs des évolutions potentielles du système de stockage.

4.1.2.2.1 Les objectifs de radioprotection

L'appréciation de l'incidence sur l'homme d'un éventuel transfert des radionucléides vers la biosphère se fonde sur l'évaluation des incidences exprimées en termes de dose, en cohérence avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) qui indique :

- pour le scénario d'évolution normale, les doses efficaces individuelles calculées ne devront pas excéder la valeur de 0,25 $mSv.an^{-1}$ pour des expositions prolongées liées à des événements certains ou très probables. Au-delà de cette période (10 000 ans), les incertitudes résiduelles sur l'évolution de l'environnement du système de stockage augmentent progressivement. Des estimations quantifiées majorantes des expositions individuelles devront néanmoins être faites, éventuellement complétées par des appréciations qualitatives des résultats de ces estimations compte tenu des facteurs d'évolution du milieu géologique, de façon à vérifier que le relâchement des radionucléides ne conduit pas à des doses inacceptables. Lors de cette vérification, la valeur de 0,25 $mSv.an^{-1}$ précédemment citée est conservée comme référence ;
- pour les autres scénarios, les expositions individuelles associées doivent être maintenues suffisamment faibles par rapport aux niveaux susceptibles d'induire des effets déterministes.

4.1.2.2.2 Les objectifs de protection vis-à-vis des substances toxiques chimiques

Vis-à-vis des risques non radiologiques, pour la période long-terme après-fermeture, ce sont les incidences liées aux substances toxiques chimiques en tant qu'accompagnant des radionucléides contenus dans les colis de déchets qui sont évaluées en cohérence avec les recommandations du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2).

L'Andra adopte une approche incrémentale qui se décline en plusieurs étapes qui visent à étudier des indicateurs permettant d'évaluer les inconvénients apportés par les substances chimiques présentes dans les déchets.

Cette approche conduit, sur la base d'un inventaire en toxiques chimiques présents dans les déchets, à évaluer le risque potentiel en comparant les concentrations en substances toxiques chimiques obtenues aux exutoires dans les différents compartiments « eau », « sol » et « air » aux valeurs de gestion NQ (normes réglementaires de qualité) en vigueur.

Dans le cas où ces concentrations excèdent les valeurs de gestion NQ, l'approche conduit à mener des évaluations quantitatives des risques sanitaires (EQRS) c'est-à-dire à quantifier le niveau du risque au travers des indicateurs « quotient de dangers » et « excès de risque individuel » selon une démarche similaire à celle proposée par l'Ineris. Ces évaluations sont réalisées pour le scénario d'évaluation normale et les scénarios d'évaluation altérée après après-fermeture.

4.1.3 L'analyse des risques et incertitudes résiduelles et les scénarios

L'analyse des risques et incertitudes résiduelles de connaissances scientifiques et technologiques constitue le support pour l'identification et la définition de scénarios à quantifier pour les évaluations de sûreté après fermeture (cf. Figure 4-3).

L'analyse se fonde sur l'état des connaissances scientifiques et technologiques disponibles et au regard des fonctions de sûreté que doivent assurer les composants (naturels et ouvragés) du système de stockage après-fermeture et à long terme.

À l'issue de cette analyse du comportement du système de stockage tel qu'il peut être décrit au vu du socle de connaissances scientifiques et technologiques et des incertitudes résiduelles associées, sont identifiés les scénarios de sûreté après fermeture qui seront évalués quantitativement en termes d'une part d'indicateurs de performance en lien avec les fonctions de sûreté et d'autre part d'incidences sur la santé de l'homme.

Cette analyse des risques et incertitudes résiduelles inclut des itérations entre connaissances scientifiques et technologiques, conception et sûreté qui visent à réduire en tant que de besoin et possible les incertitudes résiduelles ou à y palier, notamment par des dispositions de conception.

4.1.3.1 Le panorama des risques et des incertitudes résiduelles

L'ASNR indique dans le guide de sûreté n° 1 (2) que : « *la détermination et la prise en compte des incertitudes sont des éléments essentiels de l'analyse de sûreté* » (...) « *la démonstration de sûreté doit clairement identifier dans quelle mesure les investigations sur le site, les résultats des programmes de recherche, des dispositions de conception, les hypothèses prises pour l'évaluation et les études de sensibilité ont permis d'apprécier les incertitudes et d'en tenir compte. Les incertitudes résiduelles seront appréciées, suivant leur nature, de manière qualitative ou quantitative. Il pourra être fait appel à des jugements d'experts ; la traçabilité de ces jugements devra être établie.* ».

Selon le guide de sûreté n° 1 de l'ASN, l'évaluation de sûreté intègre « *l'évaluation des perturbations apportées, dans le système de stockage, par les interactions entre ses différents composants et l'estimation des conséquences de ces perturbations sur la réalisation des fonctions de sûreté, compte tenu des dispositions préventives et palliatives retenues dans la conception du système pour minimiser les perturbations ou leurs effets* ». Les évaluations des perturbations induites dans le système de stockage consistent à étudier et modéliser les différents phénomènes et événements pouvant conduire à des perturbations des composants du système de stockage participant aux fonctions de sûreté.

La notion de risque est liée à l'occurrence d'un évènement externe (type séisme) ou d'un processus interne (par exemple type perturbation thermique, hydraulique, mécanique, chimique...) au sens d'événements du guide de sûreté n° 1 de l'ASN pour définir les situations à étudier.

La notion d'incertitude résiduelle est associée à l'état de la connaissance des caractéristiques intrinsèques du système de stockage une fois fermé (la couche du Callovo-Oxfordien, les déchets, les composants ouvragés, les radionucléides et les substances toxiques chimiques), de son environnement (formations géologiques sus et sous-jacentes et biosphère) et de leurs évolutions après fermeture et à long terme.

4.1.3.1.1 Le panorama des risques

Après fermeture du stockage, les risques sont classés en deux grandes catégories :

- les risques dits « risques internes » qui sont liés à des perturbations d'origine interne. Ils correspondent aux perturbations et leurs éventuelles interactions liées à la présence du stockage (présence de colis radioactifs dégageant des rayonnements et pour certains de la chaleur, présence d'ouvrages souterrains remblayés/scellés). Ainsi les perturbations peuvent être d'origine :
  - ✓ thermique par la présence des colis radioactifs ;
  - ✓ hydraulique par la présence des ouvrages souterrains ;
  - ✓ gaz par la présence de matériaux/composants métalliques du fait de leur corrosion en conditions anoxiques ;
  - ✓ mécanique par la présence d'ouvrages souterrains ;
  - ✓ chimiques, bactériologiques et radiologiques par la présence des composants ouvragés de différentes natures dont les colis de déchets radioactifs, Ces perturbations sont analysées vi-à-vis de leur impact potentiel sur les fonctions de sûreté de la couche du Callovo-Oxfordien et des composants ouvragés.
- les risques liés à des aléas et activités d'origine externe dits « risques externes » liés :
  - ✓ aux évolutions des évènements climatiques et géodynamiques : évolution naturelle et effets anthropiques sur le climat et l'environnement, aléa sismique ;
  - ✓ aux intrusions humaines involontaires fondées sur les hypothèses pessimistes suivantes :
    - l'existence du stockage et son emplacement sont oubliés ;
    - le niveau de technologie est le même qu'aujourd'hui.

Ces risques sont analysés pour évaluer leur influence sur les fonctions de sûreté, notamment s'ils peuvent conduire à une perte d'une ou plusieurs de ces fonction(s) de sûreté.

4.1.3.1.2 Le panorama des incertitudes résiduelles liées à l'état des connaissances sur le long terme

Afin d'estimer le bon fonctionnement du système de stockage et sa robustesse vis-à-vis de l'objectif fondamental de sûreté, l'accent est porté en après fermeture sur l'intégration des connaissances scientifiques et technologiques et la maîtrise des incertitudes résiduelles identifiées.

Comme indiqué en chapitre 3.4.3.2 du présent document, les incertitudes résiduelles liées à l'état de la connaissance scientifique et technologique sont classées en quatre grandes catégories :

- les incertitudes résiduelles de la connaissance sur des données d'entrée nécessaires pour concevoir les composants ouvragés du système de stockage dites « incertitudes résiduelles sur la connaissance des données d'entrées ». Ce sont :
  - ✓ d'une part, les colis primaires incluant leur inventaire radiologique et leur comportement dans le temps ;
  - ✓ d'autre part, le site d'implantation dont notamment la couche du Callovo-Oxfordien et ses formations encaissantes.
- les incertitudes résiduelles de connaissance sur les caractéristiques intrinsèques des composants ouvragés du système de stockage (conteneur de stockage, scellements…) et leur agencement dans l'installation souterraine dites « incertitudes résiduelles technologiques » ;
- les incertitudes résiduelles de connaissance portant sur l'évolution physico-chimique du système de stockage (couche du Callovo-Oxfordien et composants ouvragés) dites « incertitudes résiduelles de comportement du système de stockage sur le long terme » ;
- les incertitudes résiduelles de connaissance sur l'évolution à long terme du milieu géologique environnant (hydrogéologie du site…) et de la biosphère.

La démarche retenue pour la classification des incertitudes résiduelles

La très bonne connaissance de la couche du Callovo-Oxfordien et les importants travaux d'étude et de recherche scientifique et technologique réalisés depuis plus de 25 ans sur les composants du système de stockage et leur comportement sur le long terme permettent de cerner les incertitudes résiduelles de connaissances scientifiques et technologiques.

Ces incertitudes résiduelles sont classées en quatre catégories :

- les incertitudes résiduelles sur la connaissance des données d'entrées (par exemple les colis de déchets) ;
- les incertitudes résiduelles technologiques ;
- les incertitudes résiduelles de comportement du système de stockage sur le long terme ;
- les incertitudes résiduelles de la connaissance sur l'évolution à long terme du milieu géologique environnant.

Leur prise en compte vise notamment à consolider les hypothèses prises pour l'évaluation de sûreté et le caractère enveloppe des résultats obtenus.

4.1.3.2 La méthodologie d'analyse des risques et incertitudes résiduelles et d'identification des scénarios

Dans son principe, tel qu'illustré en figure 4-3, l'analyse des risques et incertitudes résiduelles après fermeture consiste :

- pour les composants contribuant à la réalisation des fonctions de sûreté :
  - ✓ à identifier si les risques et les incertitudes résiduelles de connaissance scientifiques et technologiques sont susceptibles d'affecter ou non la réalisation d'une ou plusieurs fonction(s) de sûreté définie(s) pour la phase long terme après-fermeture.
- pour un composant ne contribuant pas à la réalisation d'une fonction de sûreté :
  - ✓ à examiner l'influence des incertitudes résiduelles de connaissance sur le transfert des radionucléides et substances toxiques chimiques vers la biosphère.
- en une appréciation qualitative mais argumentée sur les effets potentiels des risques et incertitudes résiduelles analysés. Elle permet ainsi d'identifier les causes de dysfonctionnement des composants et d'évaluer s'il peut y avoir une diminution significative des performances attendues de ces composants et engendrer la perte d'une fonction de sûreté ;
- à proposer des modalités de gestion de ces risques et incertitudes résiduelles :
  - ✓ soit dans le cadre de l'approche itérative entre conception, connaissances scientifiques et technologiques, et sûreté. Il s'agit alors, lorsque c'est possible, de retenir des dispositions de conception du stockage qui rendent le système peu sensible à ces risques et/ou incertitudes résiduelles. À titre illustratif, il s'agit du recours à des matériaux dont le comportement est maîtrisé (acier non allié, béton, bentonite etc.) et à un conteneur de stockage HA étanche durant la période thermique, pour se prémunir notamment des incertitudes résiduelles sur le comportement des radionucléides et substances toxiques chimiques en température ;
  - ✓ soit par leur prise en compte dans des scénarios appropriés d'étude de l'évolution du système de stockage à travers des choix d'hypothèses enveloppes (composants, modèles de représentation des composants et de leur comportement dans le temps, paramètres des modèles).

Les causes possibles de dysfonctionnement du ou des composant(s) impliqué(s) sont alors identifiées et un jugement qualitatif sur leur vraisemblance et leurs effets est porté en s'appuyant sur la connaissance scientifique et technologique. Cette appréciation conduit à la classification en scénario d'évolution altérée ou en scénario *What-if :*

- si les causes de dysfonctionnement identifiées sont jugées peu vraisemblables, des scénarios d'évolution altérée sont alors définis. Ils visent à évaluer les conséquences de la dérive dans le temps du système de stockage et de vérifier les lignes de défense ;
- si les causes de dysfonctionnement sont jugées très peu vraisemblables, des scénarios de type *What-if* sont postulés et définis pour tester la robustesse du système de stockage.

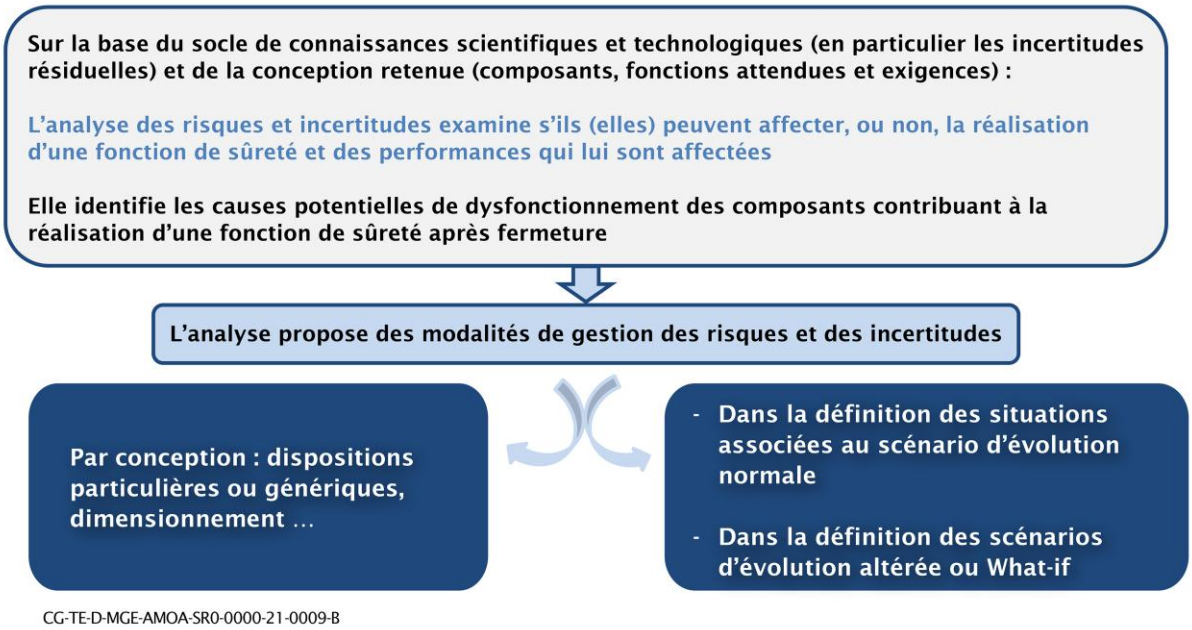


Figure 4-3 *Schéma illustratif du déroulement de l'analyse des risques et incertitudes résiduelles après fermeture*

Chaque fonction de sûreté est analysée afin d'une part d'identifier des causes potentielles de dysfonctionnement communes aux composants contribuant à sa réalisation, et d'autre part, d'examiner la possibilité de regroupement de scénarios. L'analyse globale conduit ainsi à l'établissement des scénarios pour lesquels les incidences sont évaluées quantitativement (cf. Figure 4-4). En s'appuyant sur l'analyse conduite, les scénarios de sûreté sont définis et des hypothèses qui se veulent prudentes sont retenues, afin de tenir compte des incertitudes résiduelles de toute nature, pour représenter le stockage et son évolution dans le temps.

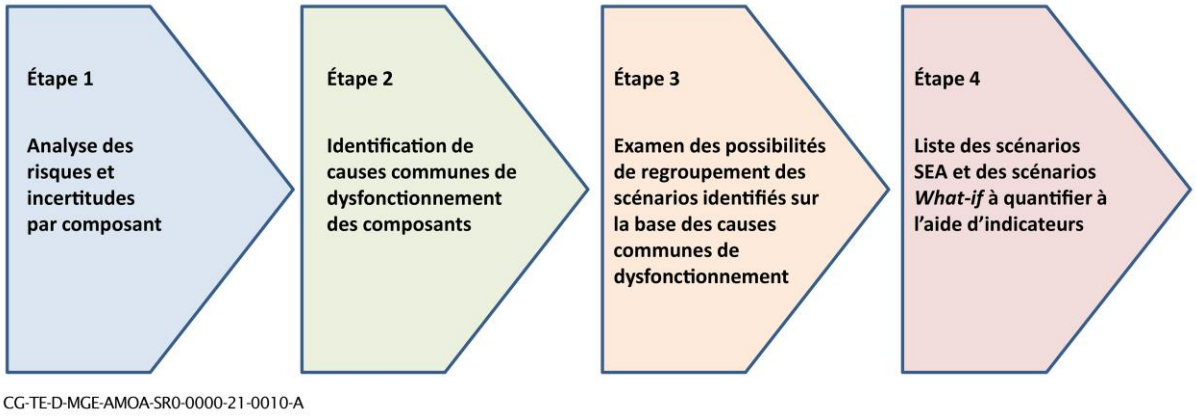


Figure 4-4 *Schéma illustratif de l'établissement de la liste de scénarios à quantifier sur la base de l'analyse des risques et incertitudes résiduelles*

L'analyse est conduite à chaque itération de connaissances/conception/sûreté, s'appuie sur les avancées de la connaissance technologique et scientifique relative à l'après fermeture.

L'analyse des risques et incertitudes résiduelles de connaissance

L'analyse des risques (internes et externes) et des incertitudes résiduelles de connaissance se fonde sur le socle des connaissances scientifiques et technologiques acquises et sur la conception du stockage retenue.

Elle examine si les risques ou les incertitudes résiduelles de connaissance peuvent affecter ou non la réalisation d'une fonction de sûreté et des performances qui lui sont affectées.

Elle identifie les causes potentielles de dysfonctionnement de composants du système de stockage contribuant à la réalisation des fonctions de sûreté après fermeture.

L'analyse propose des modalités de gestion des risques et incertitudes résiduelles par :

- la conception (par des dispositions particulières ou génériques, le dimensionnement…) ;
- la définition :
  - ✓ d'un scénario d'évolution normale incluant les situations associées ;
  - ✓ de scénarios d'évolution altérée ou *What-if*.

Cette analyse contribue à l'identification, à la classification et à la définition des scénarios à travers des choix d'hypothèses enveloppes, qui seront évalués quantitativement en termes d'une part d'indicateurs de performance du stockage en lien avec les fonctions de sûreté et d'autre part d'incidences en particulier sur la santé de l'homme.

4.1.4 L'évaluation des conséquences (traitement quantitatif des scénarios après fermeture)

Les évaluations quantitatives visent à mesurer la performance des composants du stockage, en particulier le rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien, vis-à-vis de la limitation de la migration des radionucléides et substances toxiques chimiques contenus dans les déchets une fois relâchées par les colis.

Les performances des composants du système de stockage pour retarder et limiter le transfert des radionucléides et substances chimiques sont évaluées *via* un ensemble d'indicateurs (dits de performance) appropriés indiqués ci-après.

Enfin, l'évaluation quantitative de ces scénarios permet d'apprécier les incidences à long terme du stockage sur l'homme, exprimées en termes de dose.

Ces évaluations reposent sur la conceptualisation des scénarios dont le principe est exposé ci-après.

4.1.4.1 La conceptualisation des scénarios et les outils de l'évaluation quantitative

Sur la base de la description du scénario, une première étape dite de « conceptualisation » est menée pour réaliser les évaluations quantitatives. Cette conceptualisation permet de représenter l'ensemble des échelles d'espaces à considérer, les différents « compartiments » des ouvrages souterrains, de la couche du Callovo-Oxfordien et son environnement.

L'évaluation quantitative se fonde ensuite sur l'utilisation d'outils numériques capables de modéliser et de quantifier le relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques par les colis, leur migration dans les ouvrages souterrains, dans la couche du Callovo-Oxfordien puis les formations encaissantes de la couche du Callovo-Oxfordien (Formations du Dogger et de l'Oxfordien carbonaté) et in fine jusqu'aux exutoires (cf. Figure 4-5).

Les données de sortie de cette étape dite de « simulation » permettent d'évaluer quantitativement les indicateurs de performance et les concentrations des radionucléides et des substances toxiques chimiques arrivant potentiellement aux exutoires dans le temps.

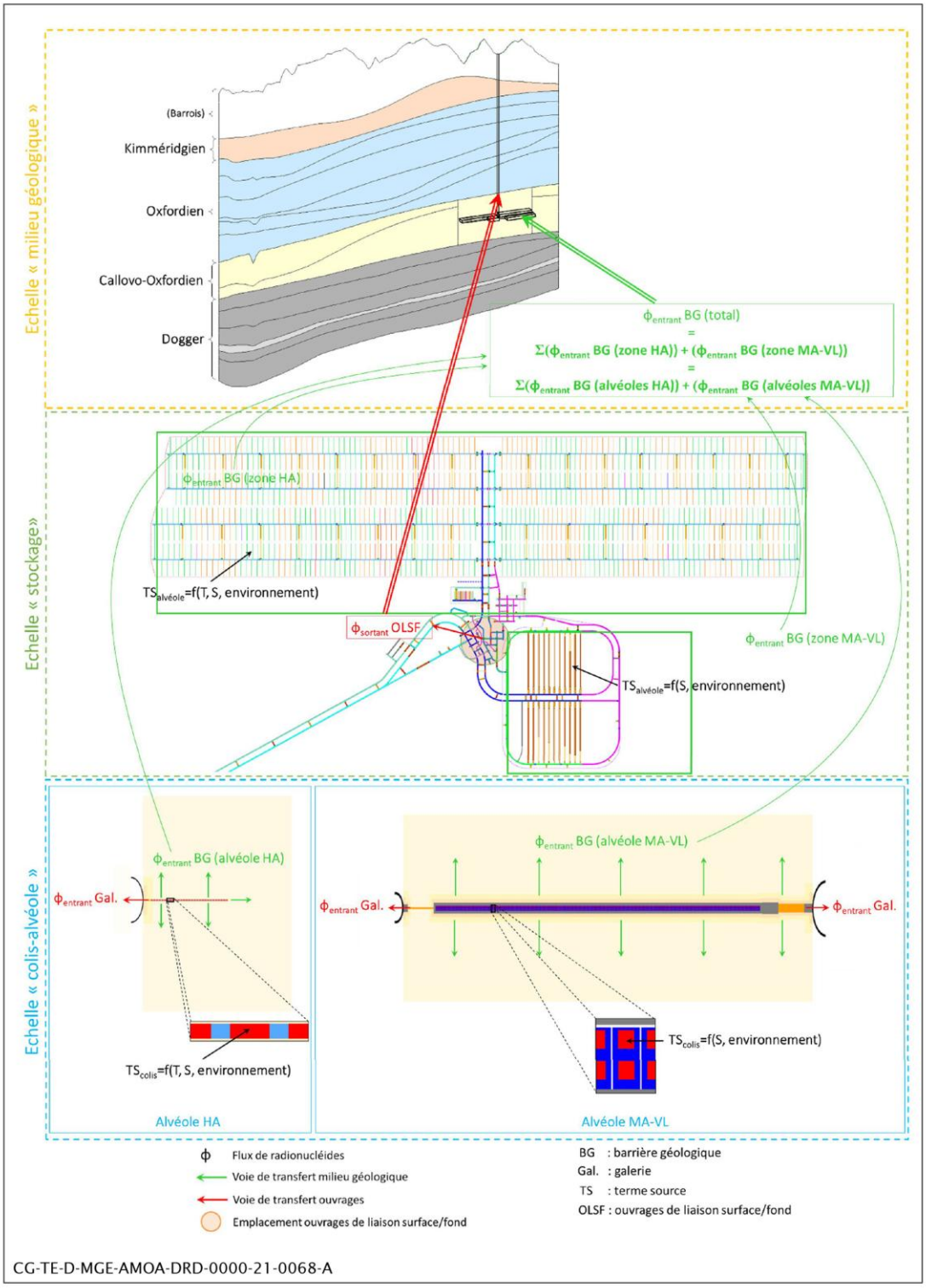


Figure 4-5 *Schéma illustratif de la conceptualisation des scénarios de sûreté après fermeture pour l'évaluation quantitative de sûreté*

Les outils de l'évaluation quantitative des scénarios après fermeture

L'évaluation quantitative des scénarios de sûreté après fermeture se fonde sur l'utilisation d'outils de simulation numérique (*i.e.* Outils de calcul) capables de modéliser et de quantifier le relâchement et la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques, propres à chaque scénario.

Ces outils font l'objet d'un processus de choix, de qualification et de validation sur le plan des modèles de représentation des processus pris en compte et sur le plan numérique (tests unitaires, benchmarks de cas-tests représentatifs...). Ce processus vise à s'assurer de la pertinence de leur utilisation pour les évaluations quantitatives. Il est ainsi assorti de règles de bonne utilisation des codes de calcul, à travers des études préalables pour identifier le schéma numérique, la discrétisation spatiale (maillage) et temporelle (pas de temps), le solveur, et des benchmarks de codes, permettant in fine d'obtenir un résultat robuste, précis et convergé, et qui minimisent l'erreur numérique pour la résolution des équations.

4.1.4.2 La vérification des performances du système de stockage et de sa robustesse

Des indicateurs appropriés permettent d'appréhender le fonctionnement du système de stockage dans son ensemble et de s'assurer :

- du caractère favorable, pour la sûreté après fermeture, des performances des composants du système de stockage participant aux fonctions de sûreté pris isolément (colis, composants ouvragés, roche hôte) puis dans leur ensemble ;
- de la robustesse du système de stockage en cas de dysfonctionnement d'un ou plusieurs composants contribuant à la réalisation des fonctions de sûreté (composants naturels ou composants ouvragés).

Les indicateurs retenus pour vérifier le caractère favorable des performances des composants et la robustesse du système de stockage sont en lien avec des critères d'appréciation de l'atténuation et du retard offert par chaque composant contribuant à la réalisation de fonctions de sûreté du système de stockage. Il s'agit principalement :

- des flux d'eau circulant dans les ouvrages souterrains ;
- des débits molaires de radionucléides au cours du temps à la sortie de chacun des composants (colis, alvéole, scellements, formation-hôte) ;
- de la cartographie des concentrations en radionucléides et des substances toxiques chimiques en solution dans la couche du Callovo-Oxfordien et/ou dans les formations encaissantes, notamment dans les niveaux aquifères, et de son évolution au cours du temps ;
- des bilans de quantité des radionucléides et des substances toxiques chimiques entre les différents composants du système de stockage dans le temps, notamment à un million d'années.

4.1.4.3 L'évaluation des incidences sur l'homme

Cette évaluation représente le dernier maillon de la chaîne de transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques depuis les colis de déchets jusqu'à l'homme.

L'évaluation de l'incidence sur l'homme liée à la présence de radionucléides vise à vérifier l'atteinte de l'objectif de protection exprimé en termes de dose. Pour cela, l'évaluation de l'incidence sur la santé humaine est réalisée en considérant les différentes voies de transfert jusqu'à l'homme (irrigation, eau de boisson, abreuvement des animaux...) *via* un compartiment dit « biosphère » qui est le dernier maillon pour transformer la concentration, exprimée en Bq/L dans l'eau prélevée à l'exutoire en exposition humaine, dose sur les personnes des groupes hypothétiques considérés, exprimée en $mSv.an^{-1}$ (cf. Figure 4-6).

Les voies d'exposition des personnes considérées sont ainsi :

- une exposition externe liée à l'irradiation induite par les eaux utilisées provenant d'un forage (eaux supposées être contaminées sur le plan radiologique) du fait de leurs activités à l'extérieur de l'habitation ;
- une exposition par l'inhalation de poussières contaminées sur le plan radiologique issues du sol irrigué avec de l'eau provenant d'un forage et remises en suspension pendant le labour ou le jardinage ;
- une exposition par ingestion d'eau de boisson extraite d'un forage et de produits animaux et végétaux issus des activités de la personne (élevage, basse-cour, cultures, jardin...).

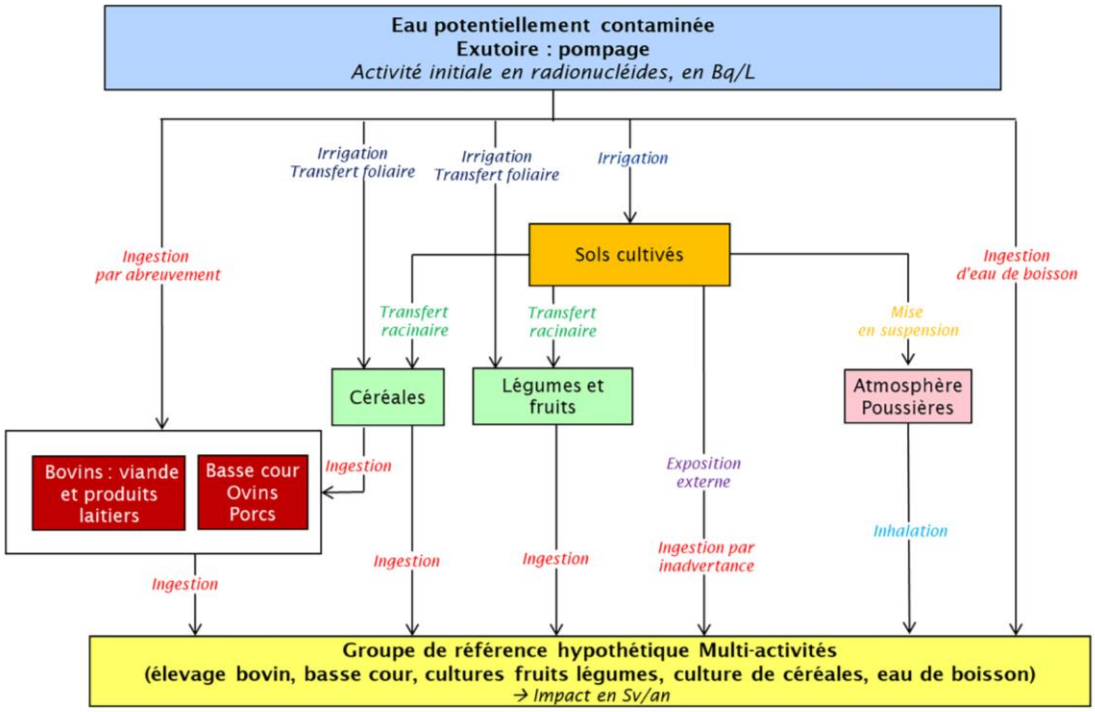


Figure 4-6 *Schéma illustratif des voies de contamination d'un individu utilisant de l'eau potentiellement contaminée par des radionucléides extraite par pompage à un exutoire*

L'évaluation de l'éventuelle incidence sur la santé humaine repose sur une démarche qui s'appuie sur le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) et sur les pratiques internationales, en particulier le projet AIEA BIOMASS (19). Cette démarche mise en œuvre par l'Andra se décline selon les étapes suivantes (cf. Figure 4-7) :

- **choix des biosphères types à retenir pour l'évaluation**[45]

  Il s'agit de la sélection d'une ou plusieurs biosphère(s) type(s) (tempérées, froides, chaudes) à considérer pour l'évaluation. C'est à cette étape que les choix inhérents à la prise en compte des changements environnementaux (naturels ou anthropiques) sont discutés et justifiés, éventuellement sur la base de modélisations. Une fois la liste des biosphères types plausibles définie, l'approche consiste à retenir pour les évaluations les différentes biosphères types possibles sur la durée définie pour les évaluations en regard de leur pertinence vis-à-vis du contexte de l'évaluation et en particulier du scénario de sûreté considéré.

  Les biosphères types retenues pour l'évaluation sont considérées individuellement sans prendre en compte leur enchaînement au cours du temps et sont traitées de manière équiprobable. L'approche conduit ainsi à décrire un modèle conceptuel pour chacune des biosphères types sélectionnées.

  Lorsque le choix des biosphères types à retenir pour l'évaluation est fait, la description phénoménologique de ces biosphères est réalisée. Celle-ci conduit à décrire chaque composante de la biosphère type : climat, végétation, faune, sols, géomorphologie, géologie, hydrologie, hydrogéologie et activités humaines.

- **choix de la localisation des points de prélèvements en eau (exutoires) pour l'alimentation des groupes de référence hypothétiques**

  Cette étape comprend l'identification des exutoires par les études et modélisations hydrogéologiques. La notion d'exutoire renvoie au point de rejet des radionucléides et substances toxiques chimiques dans la biosphère. La démarche conduit à retenir le ou les exutoire(s) et leurs localisations en cohérence avec les modèles hydrogéologiques et de transport des radionucléides et substances toxiques chimiques. Le choix du ou des exutoire(s) alimentant les groupes de référence hypothétiques est alors effectué parmi les exutoires identifiés pour le futur d'après les modélisations hydrogéologiques.

- **choix des groupes de référence hypothétiques**[46] **à retenir pour les évaluations**

  Ce choix s'appuie sur une stratégie dite « a priori » qui consiste à considérer plusieurs groupes hypothétiques potentiellement exposés (c'est-à-dire faisant usage de l'eau pompée) avec des comportements représentatifs des habitudes et ressources de la biosphère dans son cadre régional. Il s'agit ensuite de décrire un individu représentatif de chacun des groupes sélectionnés, par sa classe d'âge, ses voies d'exposition et son comportement alimentaire.

  L'approche conduit à examiner d'une part des comportements alimentaires moyens (groupe multi-activités) et des comportements alimentaires particuliers en lien avec une activité particulière (gros mangeur de viande bovine dans le cas d'un individu éleveur de bovins ou gros mangeur de fruits et légumes dans le cas d'un villageois avec un jardin potager par exemple). Cette approche permet de couvrir différentes activités et régimes alimentaires.

  Conformément à l'approche prudente usuelle pour ce type d'études sur de longues échelles de temps, il est fait l'hypothèse que ces groupes consomment en autarcie complète les divers produits animaux et végétaux issus de leurs activités même si ce n'est pas le cas aujourd'hui pour les populations locales.

---

[45] Cette démarche est établie en cohérence avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN qui indique : « *Il n'apparaît pas possible de prévoir l'évolution locale de la biosphère sur de très longues périodes. En revanche, les grands événements climatiques régionaux prévisibles pourront être pris en compte en faisant appel à la notion de biosphères-types, représentatives des différents états que pourrait prendre à plus grande échelle la biosphère, compte-tenu de ces événements* ».

[46] Cette notion est retenue en cohérence avec le guide de sûreté n° 1 de l'ASN qui indique : *« Par ailleurs, pour le calcul de l'impact radiologique, on retiendra des groupes de référence hypothétiques, représentatifs des individus susceptibles d'être soumis aux expositions les plus élevées. ».*

- **définition des voies d'exposition à l'homme et des voies de transfert potentielles entre l'exutoire et l'homme.**

  Les voies d'atteinte à l'homme considérées pour chaque individu représentatif (adulte, enfant de 10 ans ou enfant de 1 an) sont :

  - ✓ l'inhalation (mise en suspension de particules de sols contaminés) ;
  - ✓ l'ingestion (de produits animaux et végétaux, d'eau de boisson, et de sol par inadvertance) ;
  - ✓ l'exposition externe (lors du temps de présence sur des sols potentiellement contaminés et uniquement pour les radionucléides).

  À partir d'un point de prélèvement d'eau contenant potentiellement des radionucléides ou des substances chimiques issues du système de stockage, un modèle est défini afin d'avoir une vue d'ensemble des transferts des solutés de l'exutoire jusqu'à l'homme. Ce modèle de transfert est ensuite paramétré et son évaluation quantitative permet d'obtenir un « facteur de conversion biosphère » qui est utilisé pour évaluer la dose associée à chacun des radionucléides qui parvient aux exutoires sur les personnes représentatives des groupes de référence hypothétiques.

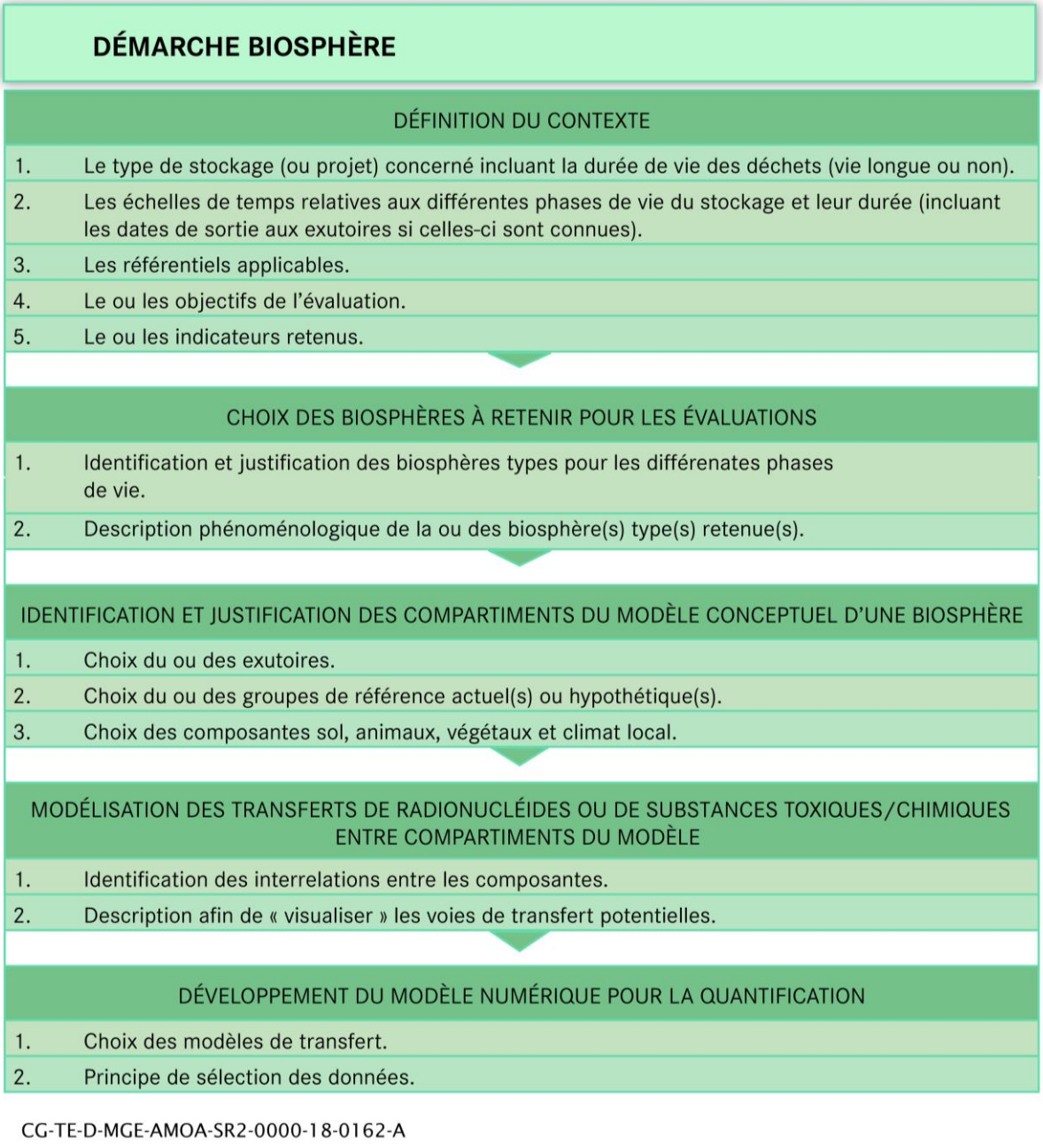


Figure 4-7 *Schéma illustrant les différentes étapes de choix et de description des biosphères pour l'évaluation quantitative des incidences d'un stockage sur la santé humaine*

4.1.4.4 L'évaluation des incidences sur l'environnement

4.1.4.4.1 Démarche d'évaluation de l'impact radiologique sur la faune et la flore

Pour évaluer l'impact radiologique sur la faune et la flore sauvages sur la période long terme après la fermeture du stockage, l'Andra s'appuie sur les pratiques internationales et celles développées en phase de fonctionnement (cf. Volume 9 de la pièce 7 « Version préliminaire du rapport de sûreté » (14)).

La démarche applique les trois niveaux de l'approche graduée, définie au niveau national dans le guide méthodologique dédié de l'ASNR de 2021 (37) et reconnue à l'international dans le cadre du projet européen associé au code de calcul ERICA (38) (cf. Figure 4-8) :

- au niveau 1, les valeurs d'activité volumique dans l'eau obtenues sont comparées aux valeurs de concentration sans effet données par ERICA pour chaque radionucléide et correspondant à la dose repère, conservative et reconnue au niveau européen, de 10 µGy.h^{-1} (39). Le ratio des deux valeurs donne le quotient de risque (QR), si ce QR est inférieur ou égal à 1, l'impact radiologique est considéré être sans effet sur la faune et la flore ;
- si le risque ne peut pas être écarté au niveau 1, le niveau 2 consiste à déterminer un débit de dose d'exposition ou PDR (*Predicted Dose Rate*) pour un organisme et à le comparer à un débit de dose sans effet attendu (PNEDR : *Predicted No-Effect Dose Rate*) pour tous les organismes de l'écosystème « eau douce » donnés par défaut dans le code ERICA V2.0. Au niveau 2, la valeur seuil de débit dose sans effet (PNEDR) de 40 - 400 µGy.h^{-1}, moins enveloppe, recommandée par l'UNSCEAR et la CIPR, est appliquée. L'indicateur de risque pour le niveau 2 permettant d'écarter le risque est, comme pour le niveau 1, un QR inférieur ou égal à 1 ;
- si le risque ne peut être écarté aux niveaux 1 puis 2 alors un niveau 3 consistant en une expertise est actionné. Le niveau 3 ne s'appuie pas sur une valeur d'indice de risque, l'analyse et l'interprétation des données sont de la responsabilité de l'expert en charge se positionner.

Pour la période long terme après fermeture du stockage, l'approche s'applique uniquement au cas du scénario d'évolution normale (SEN) et ne considère que le cas du ou des exutoires naturels de surface retenus dans le SEN.

La méthode d'évaluation du risque radiologique, pour les niveaux 1 et 2, repose sur les quatre composantes recommandées par l'Ineris (40), pour évaluer l'état des milieux et des risques sur la faune et la flore :

- la définition du contexte de l'évaluation (cette étape nécessite que soient définis les enjeux de l'évaluation et la nature des données d'entrée) ;
- l'évaluation des expositions ;
- la définition des éléments d'appréciation des effets (relations dose-réponse) ;
- la caractérisation du risque.

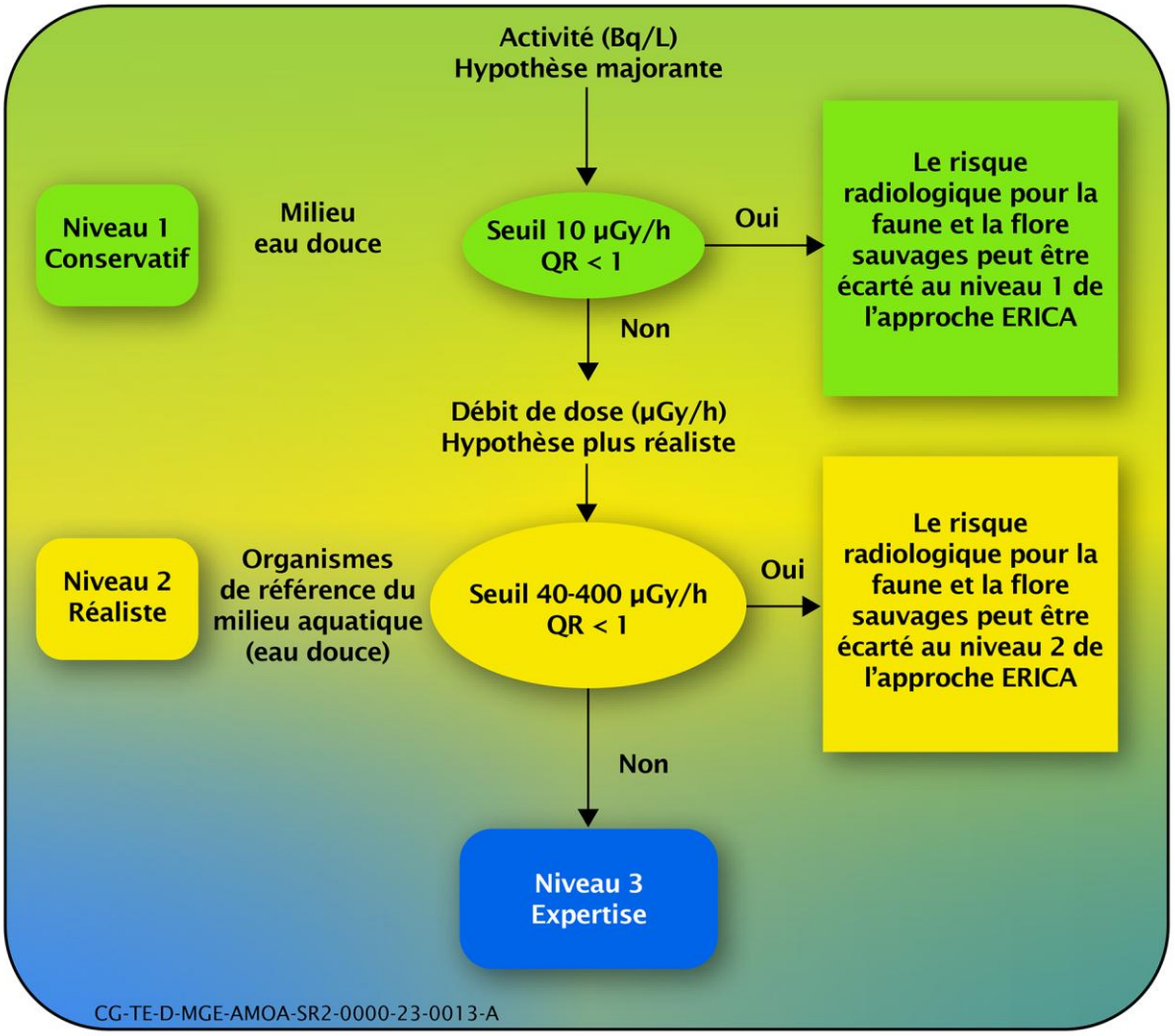


Figure 4-8 *Synthèse de la démarche graduée pour définir le risque radiologique à l'environnement sur la période long terme après fermeture*

4.1.4.4.2 Démarche d'évaluation du risque chimique sur la faune et la flore sauvages

L'évaluation par l'Andra du risque lié aux substances toxiques chimiques sur la faune et la flore sauvages pour la période long terme après fermeture applique les trois niveaux de l'approche graduée ERICA (cf. Figure 4-9).

L'Andra retient pour ces évaluations l'approche graduée suivante comportant trois niveaux (cf. Figure 4-9) :

- niveau 1 (criblage) : il s'agit d'une approche simplifiée basée sur des hypothèses pénalisantes visant à calculer un indice de risque total et enveloppe pour l'écosystème vis-à-vis des substances toxiques chimiques prenant en compte des valeurs maximales d'exposition ; cette pratique conduit à une évaluation majorante des quotients de danger (QD) par l'usage de valeurs repères telles que les *« Predicted No Effect Concentration »* (PNEC) ou les « valeurs guide pour l'environnement » (VGE); le risque est écarté si le QD est inférieur ou égal à 1 (QD = PEC/PNEC) ;
- niveau 2 (évaluation générique) : cette approche est plus réaliste et est basée sur des hypothèses moins conservatives. À ce niveau, les PNEC et les VGE sont aussi utilisées comme valeurs repères pour caractériser le risque lié aux substances toxiques chimiques et évaluer si le QD est bien inférieur ou égal à 1 ;

- niveau 3 (Évaluation détaillée) : cette approche s'appuie sur des informations spécifiques au site étudié et des compétences spécialisées, les valeurs repères telles que les PNEC ou les VGE utilisées dans les niveaux 1 et 2 peuvent par exemple être remplacées par des informations sur les effets écotoxiques qui doivent être scientifiquement justifiées et référencées.

Pour l'évaluation du risque lié aux substances toxiques chimiques sur la période long terme après fermeture, il est examiné en priorité les niveaux 1 et 2. La méthode d'évaluation du risque chimique pour les niveaux 1 et 2, repose sur les quatre composantes recommandées par l'Ineris, pour évaluer l'état des milieux et des risques sur la faune et la flore :

- la définition du contexte de l'évaluation intégrant l'identification des dangers ;
- l'évaluation des expositions aux émissions chimiques ;
- la définition des éléments d'appréciation des effets : relations dose-réponse ;
- la caractérisation du risque.

Les valeurs repères de protection retenues (relations dose-réponse) pour les calculs proviennent de quatre sources : l'arrêté du 25 janvier 2010 relatif aux méthodes et critères d'évaluation de l'état écologique, de l'état chimique et du potentiel écologique des eaux de surface pris en application des articles R. 212-10, R. 212-11 et R. 212-18 du code de l'environnement, l'Ineris (41–45), l'Agence européenne des produits chimiques (ECHA) (46, 47) et l'Institut national de la santé publique et de l'environnement néerlandais (RIVM) (48).

Cette démarche prévoit que l'évaluation du risque lié aux substances toxiques chimiques en période long terme après-fermeture ne soit réalisée que pour le scénario d'évolution normale (SEN).

Les concentrations, auxquelles sont exposées la faune et la flore sauvages sont les concentrations des substances toxiques chimiques dans les exutoires naturels (rivière, lac, mer…). L'écosystème étudié dans le cadre des évaluations du risque lié aux substances toxiques chimiques pour la faune et la flore sauvages pour le long terme est l'écosystème aquatique de surface (eaux douces).

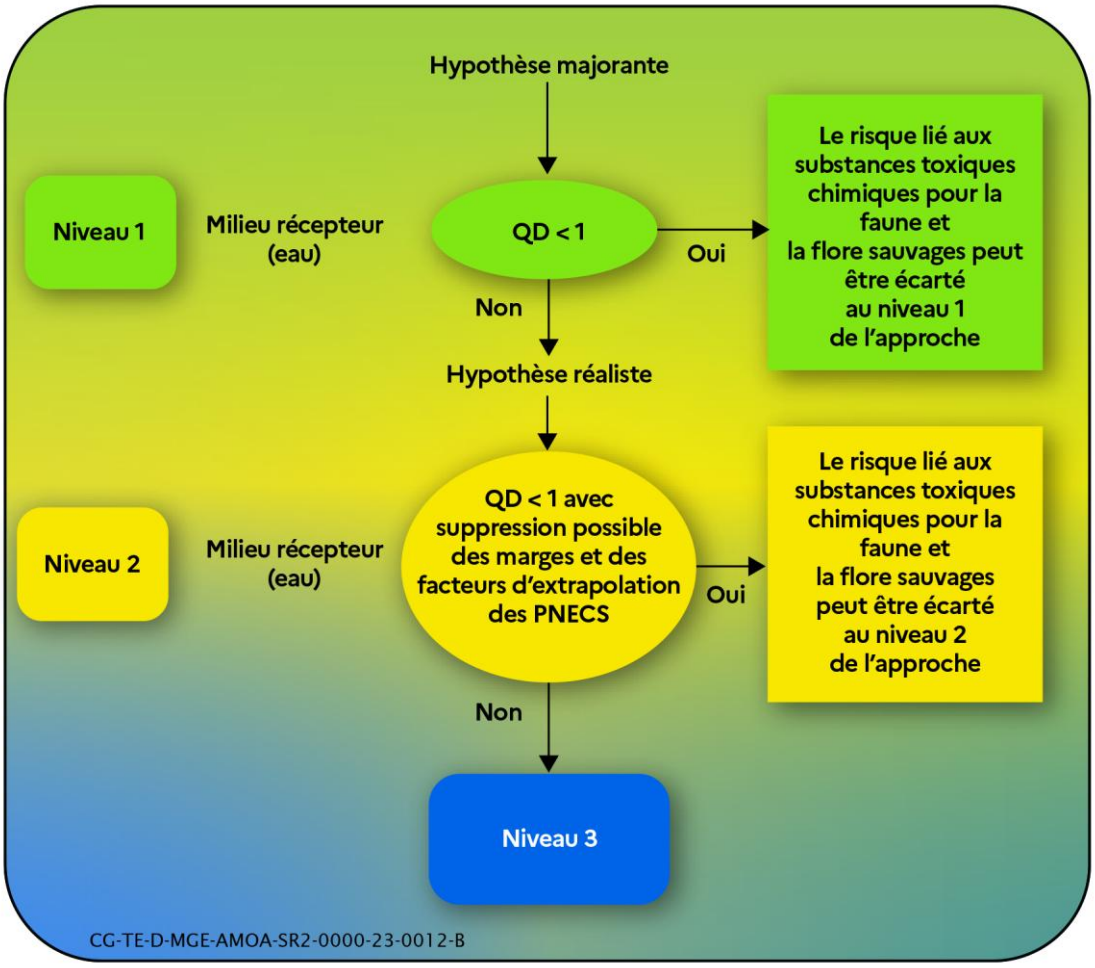


Figure 4-9 *Les trois niveaux de l'approche graduée pour l'évaluation du risque lié aux substances toxiques chimiques à la faune et à la flore sauvages en phase de post-surveillance*

4.2 Une base de connaissances méthodologiques, scientifiques et technologiques

Le retour d'expérience acquis par l'Andra en matière d'évaluation de la sûreté après fermeture du stockage géologique profond depuis 30 ans se décline sous différentes formes, en particulier :

- l'apport des échanges relatifs aux démarches et méthodologies d'évaluation de la sûreté après fermeture ;
- l'apport d'une caractérisation fine du milieu géologique, en particulier de la couche du Callovo-Oxfordien, et l'apport du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne de l'Andra ;
- les apports des autres projets de stockage en formation géologique dans le monde.

4.2.1 L'apport des échanges relatifs aux démarches et méthodologies d'évaluation de la sûreté après fermeture

La démarche de sûreté retenue par l'Andra suit les textes relatifs à la sûreté, émis par les organismes internationaux (standards de sûreté de l'AIEA, SRL de WENRA, brochures de l'OCDE) qui fixent des principes et permettent le dialogue avec la communauté internationale, en établissant des références communes à tous.

La démarche d'évaluation retenue par l'Andra répond aux principes établis par l'AIEA (*Peer Review* de 2017 (49)) dans ses prescriptions de sûreté particulières SSR-5 (36) qui mentionne notamment dans son article « 2.17. *L'objectif primordial du stockage définitif des déchets radioactifs est de protéger les personnes et l'environnement à long terme, après la fermeture de l'installation de stockage. Dans cette phase, il peut y avoir migration de radionucléides vers la biosphère accessible, dispersion de radionucléides dans la biosphère accessible et exposition consécutive de personnes. C'est une conséquence de la lente dégradation des composants artificiels et de la lente migration de radionucléides à partir de l'installation du fait de processus naturels* ».

L'Andra se réfère aux textes en vigueur de la CIPR pour les questions relatives à la protection radiologique qui fixe notamment les limites et contraintes en matière de dose sont cohérents avec les recommandations de la CIPR.

Les publications de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) établissent l'état de l'art dans différents domaines. Plusieurs documents traitent du stockage profond de déchets radioactifs. Parmi ces documents, un certain nombre traite des liens entre les thèmes de recherche, la conception de l'installation et sa démonstration de la sûreté de l'installation. Seuls sont cités les documents relatifs à la démonstration de sûreté.

Par ailleurs, depuis le premier exercice Européen PAGIS « *Performance Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive Waste - Disposal in Clay formations* » (1982-1989), la participation à plusieurs exercices organisés sous l'égide de la communauté européenne (PAMINA (50), EG-DTP ...), de l'AIEA (BIOMASS (19), GEOSAF (en cours), HIDRA (51), Monitoring (52) ...) et de l'OCDE/AEN (INTESC (53), AMIGO (54), MeESA (18), workshop scenarios (17)...) permet à l'Andra de se comparer à ses homologues à l'international et de vérifier que les approches étaient similaires. Les participations de l'Andra à des exercices internationaux permettent aussi de s'assurer que la stratégie de sûreté retenue par l'Andra est cohérente avec ces références et pratiques.

4.2.2 La caractérisation fine du milieu géologique, notamment la couche du Callovo-Oxfordien, et l'apport du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne de l'Andra

L'Andra dispose d'une connaissance fine du milieu géologique local grâce aux nombreux travaux de caractérisation menés depuis 30 ans, au sein du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne et depuis la surface (multiples forages, campagnes sismiques 2D et 3D). Ces travaux et l'utilisation de leurs résultats par l'Andra pour la conception et l'évaluation de sûreté ont été régulièrement évalués par l'ASN[47] avec l'appui de l'IRSN, la CNE (Commission nationale d'évaluation), des revues internationales d'experts, etc.

La construction du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne a démarré en 2000. En 2004, le creusement des puits du Laboratoire souterrain a atteint la couche argileuse du Callovo-Oxfordien, plus exactement le niveau d'implantation du Laboratoire souterrain, à environ 500 mètres de profondeur (milieu de la couche à cet endroit).

Entre 2000 et 2005, les travaux menés dans le Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne - et dans son secteur - ont largement contribué à démontrer la faisabilité de principe du stockage géologique profond dans la couche du Callovo-Oxfordien. À partir de 2004, 40 mètres de galeries étaient déjà en exploitation pour mener des travaux scientifiques de caractérisation des propriétés fondamentales de la couche du Callovo-Oxfordien (chimie des eaux interstitielles, perméabilité, diffusion des solutés, résistance mécanique…). Ces travaux ont alimenté le « Dossier 2005 Argile » remis en 2005 aux ministres chargés de la Recherche et de l'Industrie (25, 55–58).

Les recherches se sont ensuite poursuivies, afin notamment de consolider la connaissance des propriétés fondamentales de la couche du Callovo-Oxfordien par une observation dans la durée de son comportement, notamment face aux sollicitations du stockage (thermique, mécanique, chimique…), et progressivement de développer ou tester des méthodes de réalisation des ouvrages souterrains, notamment les alvéoles de stockage, en support à la définition (*i.e.* Conception) de l'installation souterraine pour la demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo.

Par exemple, sept expérimentations de diffusion de traceurs inertes et réactifs, regroupées sous l'acronyme « DIR », ont été conduites dans le Laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne à partir de 2005, afin d'étudier de manière précise *in situ* les phénomènes de transfert dans la couche du Callovo-Oxfordien des solutés et des radionucléides, en particulier ceux dits mobiles (c'est-à-dire avec une solubilité infinie et sans rétention sur la couche du Callovo-Oxfordien). En parallèle, de nombreux forages depuis la surface ont été réalisés pour caractériser l'environnement géologique. Ainsi, entre 1994 et 2009, les différentes campagnes de reconnaissance ont amené à réaliser plus de 40 forages et environ 190 kilomètres d'acquisition de lignes de sismique. « Ces campagnes de reconnaissances ont conduit à prélever plus de 30 000 échantillons de roche et à échantillonner près de 7 kilomètres de carottes ».

L'Andra a ainsi pu élaborer un modèle géologique précis sur la ZIRA, (cf. Figure 4-10), et au-delà sur la zone de transposition, (ZT, définie dans le « Dossier 2005 Argile – Les recherches de l'Andra sur le stockage géologique des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue : résultats et perspectives » de 2005 (58)) et qui présente des caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien similaires à celles évaluées au niveau du Laboratoire souterrain) : les travaux ont ainsi montré les grandes régularités et continuités latérales du milieu géologique, en particulier de la couche du Callovo-Oxfordien.

En 2009, l'Andra a rendu aux ministres en charge de l'Énergie, de la Recherche et de l'Environnement un rapport étape comprenant la définition d'une zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie (ZIRA) pour l'implantation de l'installation souterraine et des scénarios d'implantation en surface (27).

[47] Dans son avis n° 2018-AV-0300 du 11 janvier 2018 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par l'Andra pour le projet Cigéo de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde (24), l'ASN indique « Considérant que le dossier d'options de sûreté montre notamment que l'Andra a : - acquis une connaissance détaillée du site de Meuse/Haute-Marne, qui lui permet de confirmer la pertinence de la zone retenue pour l'implantation du stockage […] ».

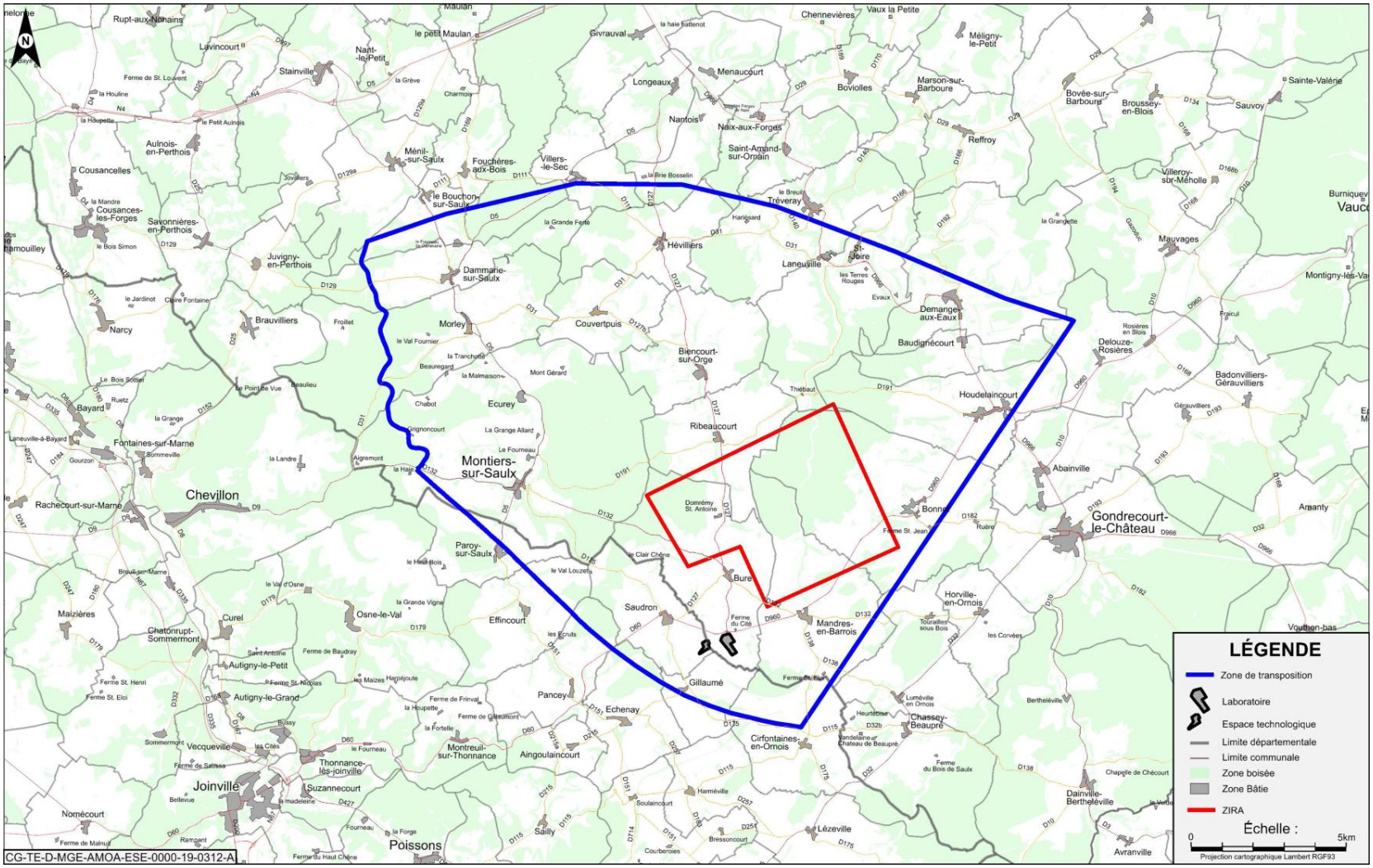


Figure 4-10 *Carte de la zone de transposition (ZT, délimitée par le trait bleu) sur laquelle a été établie la faisabilité de principe du stockage géologique dans la couche du Callovo-Oxfordien avec le dossier 2005 et de la ZIRA (zone souterraine d'intérêt pour une reconnaissance approfondie) établie en 2009 pour l'implantation de l'installation souterraine et des scénarios d'implantation en surface, délimitée par le trait rouge)*

Par la suite, les travaux du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne ont porté sur :

- l'étude approfondie de l'évolution de comportement de la couche du Callovo-Oxfordien pendant et après le creusement d'ouvrages souterrains, notamment en champ proche de ces derniers ;
- le test de nouvelles techniques de creusement (machine à attaque ponctuelle depuis 2009 et tunnelier à attaque ponctuelle en 2013), en lien avec la réalisation progressive de galeries de diamètre de plus en plus grand jusqu'à atteindre des diamètres excavés très proches de ceux de l'installation souterraine pour les galeries et les alvéoles de stockage de déchets MA-VL ;
- les essais de creusement d'alvéoles de stockage des colis de déchets HA. Par exemple, huit démonstrateurs d'alvéoles chemisées (c'est-à-dire équipées d'un chemisage en acier pour garantir la mise en place et le retrait éventuel des colis de stockage HA dans le cadre de la réversibilité), ont été réalisés successivement au Laboratoire souterrain entre 2009 et 2013 avec des longueurs augmentant progressivement. L'optimisation progressive de la machine de creusement a permis de démontrer dès 2012 la faisabilité d'une alvéole chemisée de 100 mètres de longueur environ (alvéole HAT1602) représentative des alvéoles HA prévues ;
- le comportement des matériaux dans la couche du Callovo-Oxfordien (verre, aciers, bétons) et corrélativement celui de la couche du Callovo-Oxfordien à leur contact, en particulier la nature des éventuelles perturbations physico-chimiques et leurs extensions dans le temps.

Ces éléments ont été utilisés pour l'évaluation de sûreté en après fermeture et la conception au travers des grands fondamentaux (cf. Chapitre 3.5.2 du présent document).

Par ailleurs, les expérimentations scientifiques réalisées avant 2006 se poursuivent et sont complétées par des expériences plus complexes (essais thermiques avec plusieurs résistances chauffantes espacées afin de simuler le chargement thermo-hydromécanique des alvéoles HA ou celui de la couche du Callovo-Oxfordien autour d'un quartier de stockage HA…). Ainsi, les travaux menés dans le Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne ont notamment permis de :

- caractériser la couche du Callovo-Oxfordien envisagé pour y stocker les déchets, ainsi que les formations sus-jacentes, plus particulièrement la formation encaissante de l'Oxfordien carbonaté, notamment le suivi de son comportement hydrogéologique autour des puits d'accès ;
- conduire des essais de creusement, de revêtement des galeries et des démonstrateurs d'alvéole de stockage de déchets HA et de comportement des matériaux des composants ouvragés du stockage dans l'environnement souterrain ;
- suivre l'évolution dans le temps des ouvrages souterrains (puits, galeries, carrefours, démonstrateurs d'alvéole HA), notamment appréhender leurs interactions mécaniques avec la couche du Callovo-Oxfordien, et plus particulièrement leur tenue dans le temps, en regard de la durée séculaire du fonctionnement de l'INB Cigéo ;
- développer des dispositifs de fermeture d'un stockage (scellement) et suivre leurs comportements plus particulièrement hydromécanique et hydraulique dans le temps ;
- développer des dispositifs de surveillance, en particulier des alvéoles de stockage et de la couche du Callovo-Oxfordien environnant (capteurs, transmission des données des capteurs, méthodologie de traitement des données…).

Les travaux scientifiques et technologiques menés par l'Andra et ses partenaires scientifiques et techniques font l'objet de publications dans des revues scientifiques et techniques, en particulier avec comité de lecture, de présentations dans des manifestations scientifiques et technologiques (congrès, colloques…) etc. Cela permet non seulement un partage des résultats mais aussi leur évaluation par les pairs. Nombre de ces travaux sont conduits dans le cadre de programmes de recherche nationaux et internationaux, notamment européens, contribuant aussi au partage et à l'évaluation des résultats, ainsi qu'à la comparaison de ces derniers avec ceux obtenus dans d'autres formations géologiques, en particulier argileuses comme en Suisse, en Belgique ou au Canada.

L'Andra édite un rapport annuel des activités scientifiques et technologiques qui tracent les grandes réalisations et avancées scientifiques et technologiques.

Par ailleurs, chaque année, l'Andra publie *via* ses différents supports (journal de l'Andra, site web, plaquette…) de nombreuses informations concernant les activités du Centre de Meuse/Haute-Marne et notamment sur les travaux menés dans le Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne.

Par ailleurs, les études menées par l'Andra sont régulièrement évaluées, par des autorités nationales (ASN et IRSN), la Commission nationale d'évaluation (CNE) ainsi que par des experts français et étrangers. Toutes les évaluations ont confirmé les conclusions de l'Andra.

Ces travaux ont ainsi permis d'élaborer un modèle géologique 3D global de l'échelle du secteur de plusieurs centaines de km^2 autour du Laboratoire souterrain, et à l'intérieur de ce secteur un modèle géologique 3D précis à l'échelle de la ZIRA). Ces modèles confirment le faible pendage de la couche du Callovo-Oxfordien, sa continuité latérale et sa régularité (absence de zone affaissée et de failles), et son épaisseur importante (entre 140 mètres et 160 mètres environ).

4.2.3 Les apports des autres projets de stockage en formation géologique dans le monde

Sur la trentaine de pays disposant ou ayant disposé de moyens de production électronucléaires, une quinzaine a fait le choix du stockage géologique profond pour la gestion à long terme des déchets radioactifs les plus dangereux sans toutefois que leurs projets soient aussi avancés que ceux de la Finlande, la France et la Suède qui sont en phase de demande d'autorisation de création ou de mise en exploitation. Les autres pays ont engagé des travaux de caractérisation de sites (Suisse et Canada) ou un processus de dialogues et de recherche de lieux d'implantation de leur stockage géologique (Royaume-Uni, Belgique, Allemagne, République Tchèque, Corée du Sud, Japon, Chine…). À ce jour, l'ensemble des pays ayant fait ce choix de gestion à long terme des déchets radioactifs HA/MA-VL (ou de combustibles usés non retraités), comme ceux ayant adopté une position d'attente, entreposent de façon sûre leurs déchets dans des installations autorisées. Les concepts de stockage suisse et belge à l'étude qui se caractérisent par le stockage de colis de déchets HA et MA-VL dans des installations similaires creusées à plusieurs centaines de mètres de profondeur dans des formations géologiques argileuses.

La Suède et la Finlande ont opté pour le stockage direct des combustibles usés, sans retraitement, dans des stockages implantés à environ 500 mètres de profondeur dans le granite du bouclier Scandinave, suivant un même concept de stockage. Leur approche de la sûreté long terme, basée sur le développement d'un conteneur de stockage en cuivre assurant le confinement des combustibles usés sur des centaines de milliers d'années, a fait l'objet d'une coopération active et nourrie. Le stockage en lui-même ainsi que les barrières ouvragées, à base de bentonite qui enveloppent les colis de stockage dans des puits, assure l'isolement des combustibles usés et le maintien passif des conditions favorables à la durabilité des conteneurs en cuivre. À ce jour, la Finlande et la Suède ont eu l'autorisation de réalisation du stockage géologique, et la Finlande a engagé les travaux de réalisation.

Les pays les plus avancés disposent, à l'instar de la France, de Laboratoires souterrains qui permettent de soutenir scientifiquement et technologiquement leurs projets de stockage géologique.

Les travaux menés par ces pays constituent une base de connaissances notamment au travers de l'identification de points communs, comme suit :

- les stockages sont des ouvrages dédiés, conçus pour l'unique objectif de proposer une solution sûre et pérenne à la gestion à long terme des déchets HA/MA-VL ou des combustibles usés ;
- construites à plusieurs centaines de mètres de profondeur, les zones de stockage sont reliées à la surface par des liaisons surface-fond, descenderies et/ou puits ;
- même lorsque le confinement à long terme des déchets est principalement assuré par le milieu géologique (argile, sel…), des conteneurs de stockage en acier bas carbone non/faiblement alliés (déchets HA) ou en béton (déchets MA-VL) sont proposés ;
- les ouvrages souterrains sont remblayés et des scellements à base de bentonite sont mis en place dans les stockages et les liaisons jour-fond.

4.3 L'inventaire des risques après fermeture

4.3.1 Les risques internes au système de stockage

Des choix de conception ont été pris pour limiter les risques internes au système de stockage, en particulier vis-à-vis des perturbations physico-chimiques entre les composants du système de stockage et ainsi préserver leurs caractéristiques.

La diversité des déchets conduit à rechercher une indépendance phénoménologique entre les quartiers de stockage et, au sein de chaque quartier entre certains alvéoles contenant des déchets de natures différentes.

Sur l'aspect thermique :

- les colis primaires de déchets HA se caractérisent par un dégagement de chaleur qui est pris en compte dans le dimensionnement :
  - ✓ l'Andra a choisi de limiter la température et les effets thermo-hydromécaniques sur la couche du Callovo-Oxfordien dans un domaine (i) évitant d'une part une altération irréversible des caractéristiques du système de stockage contribuant aux fonctions de sûreté, particulièrement pour la couche du Callovo-Oxfordien et (ii) permettant d'autre part de maîtriser le domaine dans lequel les processus régissant l'évolution du système de stockage peuvent être représentés et modélisés de manière fiable. Ce domaine est notamment défini par une température des alvéoles toujours inférieure à 100 °C, donc *de facto* dans la couche du Callovo-Oxfordien (en pratique une valeur de dimensionnement de 90 °C est retenue à ce stade de manière prudente afin de couvrir les incertitudes résiduelles et variabilités de toutes natures relatives au dégagement et au transfert de la chaleur). Le respect de ce domaine repose sur la conjugaison de la puissance thermique des colis, elle-même liée à leur contenu radiologique et à leur durée d'entreposage préalable, et du dimensionnement de l'installation souterraine (nombre et espacement des colis par alvéole, espacement des alvéoles) ;
  - ✓ l'Andra a retenu le choix de zones de stockage éloignées entre elles de plusieurs centaines de mètre environ, permettant de limiter toute interaction thermique : une zone de stockage des déchets HA fortement exothermiques (déchets HA1/HA2) implantée au nord de la ZIRA, une zone de stockage spécifique aux déchets MA-VL, non ou faiblement exothermiques, au sud-est de la ZIRA, et un quartier pilote HA entre le quartier de stockage HA et des déchets MA-VL.

Sur l'aspect chimique :

- les principales perturbations chimiques induites par les déchets sont (i) la perturbation organique due à la dégradation de certains déchets MA-VL, et (ii) la perturbation saline due aux déchets MA-VL salins ;
- la limitation des perturbations chimiques entre les déchets au sein d'un alvéole et entre les alvéoles de stockage MA-VL est gérée par des dispositions de conception restrictives en matière de costockage des déchets MA-VL. Elle s'appuie sur une catégorisation qui permet l'identification des familles de déchets susceptibles d'être placés dans un même alvéole par exemple, colis de déchets sans interactions chimiques significatives placés dans un même alvéole... ;
- la limitation des perturbations chimiques entre les déchets des quartiers HA et ceux du quartier de stockage MA-VL est gérée par l'éloignement de ces quartiers.

Sur l'aspect mécanique :

- des distances minimales entre les ouvrages, en particulier entre les alvéoles adjacentes au sein d'un même quartier de stockage (par exemple environ 50 mètres entre alvéoles de déchets MA-VL) ;

  Ces distances permettent notamment d'éviter la combinatoire des zones endommagées de la couche du Callovo-Oxfordien au pourtour immédiat des alvéoles. Une limitation similaire des interactions mécaniques est obtenue par la définition des zones de stockages éloignées entre elles de plusieurs centaines de mètres environ.

Par ailleurs, le stockage représente un petit volume comparé à celui de la couche du Callovo-Oxfordien environnant (moins de 1 % environ). Ceci contribue à limiter les effets mécaniques du stockage sur la couche du Callovo-Oxfordien en grand, et le milieu géologique en général.

4.3.2 Les risques liés à des aléas et activités d'origine externe limités par des dispositions de conception

Selon le panorama des risques et incertitudes résiduelles de connaissance, les risques externes correspondent aux évolutions liées à des événements climatiques et géodynamiques (y compris les effets anthropiques sur le climat et l'environnement), à l'aléa sismique et aux intrusions humaines involontaires.

4.3.2.1 L'évolution géodynamique

Le stockage est localisé à une profondeur d'environ 500 mètres[48], soit bien supérieure à celle de l'érosion possible à l'échelle de plusieurs centaines de milliers d'années (inférieure à 200 mètres) ; Cette localisation en profondeur protège ainsi le stockage des phénomènes d'évolution géodynamique (évolution du climat, incluant les aléas naturels de surface (pluie, tornade, incendies…) ; érosion en surface…) sur le prochain million d'années et en limite de facto les effets potentiels sur le stockage.

Compte tenu de la profondeur de couche du Callovo-Oxfordien et de son contexte géodynamique de très faible sismicité (Bassin parisien), il n'est pas identifié de scénario prenant en compte une perte des fonctions de sûreté de la couche du Callovo-Oxfordien liée aux évènements naturels externes.

4.3.2.1.1 Le risque sismique

La couche du Callovo-Oxfordien est stable depuis 160 millions d'années, située dans une zone, le Bassin parisien, reconnu comme très peu sismique, et localisée à une profondeur d'environ 500 mètres, soit bien supérieure à celle de l'érosion possible à l'échelle de plusieurs centaines de milliers d'années (inférieure à 200 mètres) ; elle protège ainsi le stockage des phénomènes d'évolution géodynamique (tectonique, climat, érosion) sur le prochain million d'années et en limite les effets potentiels sur le stockage.

L'aléa sismique est examiné vis-à-vis de ses effets potentiels sur les caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien et de ses encaissants ainsi que sur les ouvrages de fermeture, principalement les scellements. Bien qu'aucun indice d'activité sismique récente n'ait été décelé depuis *a minima* 2,5 millions d'années (le Quaternaire) sur les failles identifiées à proximité du stockage (systèmes de failles de la Marne et de Poissons, fossé de Joinville, fossé de Gondrecourt, système de failles d'Apremont-Prény-Seicheprey et le système de failles de Vittel). Il est cependant considéré dans une démarche conservative que ces failles puissent être actives et générer un séisme. Ceci se traduit par la prise en compte de manière pénalisante d'un « séisme maximum physiquement possible » (SMPP) tel que prescrit par le guide de sûreté ASN relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde (2008) (2). Ce séisme est basé sur l'hypothèse d'une rupture totale d'une faille ou de l'ensemble des segments d'une faille.

[48] Le guide de sûreté n° 1 de sûreté de l'ASN (2) mentionne que *« l'épaisseur de la zone superficielle pouvant être ainsi perturbée est a priori de l'ordre de 200 mètres »*.

Les connaissances scientifiques acquises montrent qu'un séisme basé sur l'une des failles principales avoisinantes (Poissons, Gondrecourt, Vittel, Marnes…) n'a aucun impact sur les propriétés du Callovo-Oxfordien.

Par ailleurs, les études menées montrent que l'influence de la présence du stockage, en cas de séisme, sur la couche du Callovo-Oxfordien en champ proche est négligeable et ne remet pas en cause les propriétés favorables (homogénéité, rétention…) de la couche du Callovo-Oxfordien.

Concernant plus spécifiquement les scellements, les connaissances acquises sur la sismicité de la zone d'implantation des ouvrages souterrains et la conception des scellements fondée sur l'emploi de matériaux argileux gonflants très tolérants vis-à-vis de sollicitations mécaniques et hydrauliques (*i.e.* Capacité de cicatrisations hydraulique et mécanique), les éventuelles sollicitations sismiques des scellements et leurs effets sont négligeables quel que soit le niveau de l'aléa sismique.

4.3.2.1.2 L'intrusion humaine involontaire

Bien que des dispositions pour maintenir la mémoire de l'existence du stockage soient prises, en regard de l'échelle de temps considérée du million d'années, l'oubli potentiel de l'existence du stockage est envisagée 500 ans après sa fermeture définitive (cf. Guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2)).

En cas d'oubli de l'existence du stockage, la profondeur de la couche dans laquelle sont implantés les ouvrages de stockage permet d'isoler les déchets, d'activités humaines en surface ou faible profondeur de type chantier routier ou construction de résidence.

Par ailleurs, conformément au guide n° 1 de l'ASN, le site d'implantation du stockage ne présente pas de ressources naturelles exceptionnelles qui motiveraient une intrusion. Enfin, par sa conception et la nature des déchets, le stockage ne constitue pas une ressource exceptionnelle. Par exemple, la conception du stockage ne repose pas sur l'emploi de matériaux nobles dont la nature intrinsèque et les quantités à l'échelle du stockage pourraient constituer une ressource ou une attractivité.

Les intrusions humaines involontaires postulées sont des forages de grande profondeur dans les différentes formations géologiques au droit du stockage, réalisés depuis la surface, atteignant ou dépassant sa profondeur, et avec des objectifs sans lien avec son existence. Ils correspondent par exemple à des forages de reconnaissance géologique.

Pour évaluer leurs incidences, il est postulé que :

- les technologies actuelles de creusement et d'équipement des forages sont transposées dans le futur ;
- les forages sont abandonnés, non scellés et perdurent dans cet état sans prise en considération de leur probable fermeture avec le temps ;
- les forages sont suffisamment proches des alvéoles de stockage ou des galeries pour être en communication hydraulique avec eux ;
- les forages constituent une voie de migration potentielle des radionucléides au travers des gardes verticales de la couche du Callovo-Oxfordien.

L'évaluation des incidences liées à cet oubli à long terme considère alors des activités humaines menées depuis la surface qui interfèrent avec l'installation souterraine. Les conséquences peuvent être de créer une nouvelle voie de migration des radionucléides au travers de la couche du Callovo-Oxfordien vers les exutoires du Dogger et des Calcaires du Barrois.

4.3.3 Les incertitudes résiduelles de connaissance des données d'entrée

4.3.3.1 Les colis primaires HA et MA-VL

4.3.3.1.1 L'inventaire radiologique

L'inventaire radiologique est une donnée d'entrée importante pour la quantification des indicateurs des scénarios retenus dans l'évaluation de sûreté après fermeture. Le socle de connaissance des familles des colis de déchets établi par l'Andra permet d'établir pour chaque famille un niveau de connaissance de ces inventaires radiologiques. Selon le niveau de connaissance, il est appliqué un facteur multiplicatif pouvant aller jusqu'à un facteur dix pour quelques familles de déchets. Ce facteur s'applique à l'ensemble radionucléides de l'inventaire radiologique.

Pendant la phase de fonctionnement, l'arrivée des colis de déchets HA et MA-VL sur l'INB Cigéo et donc l'agencement des colis dans les alvéoles de stockage, peut être soumise à des aléas de livraison. Pour s'affranchir de ces aléas d'arrivée des colis, des hypothèses de distribution de l'activité indépendantes des chroniques de livraison sont appliquées en distinguant les quartiers HA et les quartiers MA-VL.

L'inventaire radiologique retenu pour l'évaluation après fermeture

Les évaluations quantitatives de l'impact sur la santé humaine prennent en compte de manière conservative un inventaire radiologique margé.

La distribution de l'inventaire radiologique des colis de déchets dans les ouvrages souterrains est constituée pour être indépendante des livraisons et couvrir de manière conservative les incidences potentielles liées aux différents scénarios de sûreté après fermeture (par exemple en positionnant l'inventaire le plus important en radionucléides mobiles à vie longue des déchets MA-VL au plus près de la sortie du quartier de stockage MA-VL pour le scénario de dysfonctionnement de tous les scellements).

Cette distribution respecte par ailleurs le principe de séparation des quartiers HA et MA-VL ainsi que les règles de costockage géométrique et la compatibilité chimique entre les déchets.

4.3.3.1.2 Le comportement des colis primaires en présence d'eau

Les connaissances sur les processus et les modèles de représentation des relâchements des radionucléides et des substances toxiques chimiques sont consolidés pour l'essentiel des colis, en particulier pour les déchets vitrifiés. Le choix des modèles de relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques à retenir pour l'évaluation de sûreté repose sur le niveau de connaissance acquis pour chaque famille de déchets.

a) Les colis de déchets HA

Les connaissances acquises sur les colis de déchets HA permettent d'établir un domaine de comportement en présence d'eau en conditions de stockage. Ces acquis permettent ainsi de disposer d'un ensemble de données pour représenter le relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques lorsque l'eau arrive au contact du déchet après perte d'étanchéité du conteneur de stockage. Les incertitudes résiduelles de connaissance sont prises en compte par le choix d'un modèle conservatif dans le cadre du scénario d'évolution normale, en particulier dans la situation qualifiée d'enveloppe. Ce modèle conservatif peut être considéré comme un modèle de relâchement quasi instantané en regard des temps de transfert dans la couche du Callovo-Oxfordien.

b) Les colis de déchets MA-VL

Les connaissances sur les processus et les modèles de représentation des relâchements des radionucléides et des substances toxiques chimiques sont consolidés pour l'essentiel des familles de colis MA-VL retenues dans l'inventaire. Les incertitudes résiduelles de connaissance sont prises en compte par le choix d'un modèle conservatif dans le cadre du scénario d'évolution normale, en particulier dans la situation qualifiée d'enveloppe. Comme pour les déchets HA, ce modèle conservatif peut être considéré comme un modèle de relâchement quasi instantané en regard des temps de transfert dans la couche du Callovo-Oxfordien.

4.3.3.2 La couche du Callovo-Oxfordien

En regard des travaux de caractérisation de la couche du Callovo-Oxfordien menés depuis plus d'une vingtaine d'années à différentes échelles spatiales (pore, échantillons carottés pluri-centimétriques, couche du Callovo-Oxfordien en grand, unités lithostratigraphiques de la couche du Callovo-Oxfordien), en lien avec son rôle central dans la sûreté à long terme, le niveau d'incertitudes résiduelles sur les caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien vis-à-vis de la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques est limité.

Le socle de connaissance est constitué notamment de jeux de données cohérents obtenus à différentes échelles spatiales et par différentes techniques et méthodologies de caractérisation suivant la profondeur, la géométrie, l'épaisseur, les caractéristiques d'écoulement de l'eau, de transport, de solubilité et de rétention chimique qui contribuent à retarder et limiter le transfert jusqu'à la biosphère des radionucléides et des substances toxiques chimiques. Ce socle permet ainsi de justifier la prise en compte dans le scénario d'évolution normale d'une représentation de la couche du Callovo-Oxfordien homogène verticalement et latéralement du point de vue de ses caractéristiques hydrauliques, de transport et de rétention chimique des radionucléides et des substances toxiques chimiques (sorption et précipitation) et exempte de discontinuités.

Ces acquis conduisent à considérer cet événement dans le cadre d'un scénario qualifié de *What-if* en postulant de manière conventionnelle une discontinuité hydrauliquement active.

La couche du Callovo-Oxfordien

Le socle de connaissance scientifique acquis sur la couche du Callovo-Oxfordien, composant central pour la sûreté à long terme après fermeture, permet de représenter celle-ci comme une couche homogène verticalement et latéralement du point de vue de ses caractéristiques hydrauliques, de transport et de rétention chimique des radionucléides et des substances toxiques chimiques (sorption et précipitation) et exempte de discontinuités.

Les gammes de valeurs acquises sur sa géométrie et ses propriétés sont intégrées dans les situations définissant le scénario d'évolution normale.

Bien que le corpus de connaissances rende la présence d'une discontinuité verticale de rejet supérieur à 2 mètres très peu vraisemblable, dans une approche prudente, deux scénarios *What-if* postulant une discontinuité non détectée sont retenus et définis de manière conventionnelle.

4.3.4 Les incertitudes résiduelles « technologiques »

4.3.4.1 Les incertitudes résiduelles sur les technologies mises en œuvre dans les alvéoles HA

4.3.4.1.1 Le conteneur de stockage HA

Le choix d'aciers faiblement alliés bas carbone est retenu pour notamment la prédictivité de leur corrosion (corrosion généralisée dominante, faible cinétique de corrosion en conditions de stockage), leur tolérance vis-à-vis des processus de corrosion (corrosion sous contrainte par exemple) et leur bonne soudabilité, ainsi que le comportement de la soudure à la corrosion similaire à celui de l'acier de base.

Différentes dispositions de conception sont mises en œuvre pour prévenir le risque d'endommagement lors de la mise en place des conteneurs dans l'alvéole comme la présence de patins et la fiabilisation des moyens de manutention. Des dispositifs de surveillance de l'alvéole (conditions d'ambiance, contrôle des effluents) permettent de vérifier le comportement du conteneur dans l'alvéole.

Le conteneur de stockage HA

La solution technique retenue pour le conteneur de stockage HA est étudiée depuis plus d'une vingtaine d'années. Les essais déjà réalisés sur la qualité de fabrication des conteneurs de stockage HA, les nombreux contrôles lors des opérations de manutention des colis de stockage jusqu'à leur mise en place dans leurs alvéoles ainsi que les conditions favorables à la maîtrise de leur corrosion qui y seront maintenues, il n'est pas envisagé de conteneur de stockage HA défaillant dans le scénario d'évolution normale.

Dans une approche prudente, il est postulé un défaut de fabrication (ou de contrôle) qui n'aurait pas été détecté dans un scénario *What-if* où l'ensemble des conteneurs de stockage des quartiers HA est supposé perdre prématurément leur étanchéité dès la fermeture du stockage.

4.3.4.1.2 Le matériau de remplissage à l'extrados du chemisage des alvéoles HA

La maîtrise des différents processus de corrosion en extrados du chemisage s'appuie sur l'étude des effets de la formulation du matériau de remplissage et de sa mise en place en se focalisant sur les dernières formulations à haut pH et très faible teneur en soufre. Par conception, le choix du matériau et son épaisseur d'ordre pluricentimétrique visent en effet à favoriser les faibles cinétiques de corrosion, en tamponnant un éventuel transitoire acide venant des argilites oxydées en champ proche de l'alvéole lors de la réalisation de l'alvéole. Il s'agit d'un matériau de type cimentaire, bien connu compte tenu de très nombreuses études menées sur les matériaux cimentaires par l'Andra ou dans des domaines autres que le stockage géologique (génie civil…).

La capacité d'un matériau de remplissage de type cimentaire à neutraliser le transitoire acide a été vérifiée par expérimentations et par modélisation. Des essais au Laboratoire souterrain ont montré la faisabilité de sa mise en place par injection, ainsi que l'homogénéité globale du matériau de remplissage : aucune hétérogénéité significative du matériau à l'extrados du chemisage n'a été relevée.

Des contrôles qualité seront mis en œuvre après mise en place du matériau de remplissage afin de vérifier l'absence d'hétérogénéités importantes de ce dernier. Bien que cela semble peu vraisemblable, un défaut du matériau de remplissage (comme une hétérogénéité importante ou des caractéristiques chimiques non cimentaires) dans chaque alvéole HA ne peut être exclu. Ce type de défaut conduirait à ne pas neutraliser le transitoire acide induit par l'oxydation des argilites en champ proche durant la période de fonctionnement, ce qui se traduirait par une vitesse de corrosion généralisée élevée du conteneur de stockage par rapport à celle retenue pour sa conception vis-à-vis de la fonction de sûreté d'étanchéité pendant une durée spécifiée ; cela entrainerait une perte d'étanchéité prématurée du ou des conteneurs de stockage au droit de l'hétérogénéité. Les effets de la perte d'étanchéité prématurée des conteneurs de stockage HA sur le comportement de la matrice vitrifiée et sur le relâchement et le comportement des radionucléides et des substances toxiques chimiques sont pris en compte par le choix d'un modèle de relâchement en conditions cimentaires.

Le matériau de remplissage à l'extrados du chemisage des alvéoles HA

Sur la base des essais déjà réalisés et des connaissances technologiques acquises, le matériau de remplissage en extrados du chemisage HA est considéré comme efficace vis-à-vis de sa fonction de tampon du transitoire acide qui serait issu de la couche du Callovo-Oxfordien oxydées en champ proche de l'alvéole, et *in fine* de la préservation de la fonction d'étanchéité des conteneurs de stockage HA sur une durée spécifiée.

Dans une approche très majorante, il est postulé une imperfection de mise en place (ou de caractéristiques chimiques) de tout le matériau de remplissage. Celle-ci est couverte par le scénario *What-if* qui postule que, dès la fermeture, tous les conteneurs de stockage de l'alvéole HA n'assurent pas leur fonction de retard d'arrivée d'eau sur les matrices de verres HA.

4.3.4.2 Les incertitudes résiduelles sur les technologies mises en œuvre pour la réalisation des scellements

L'Andra dispose d'un important retour d'expérience quant à la caractérisation des matériaux à base d'argile gonflante (ainsi qu'à base d'argilites excavées remaniées), qui seraient susceptibles de constituer le noyau argileux des scellements afin d'atteindre les performances visées. Les études de mise en forme et de mise en place, *in situ* dans des configurations proches ou identiques à celles d'un stockage ou en surface par démonstrateur ont consolidé :

- la faisabilité de la mise en place du noyau à base d'argile gonflante jusqu'à un diamètre d'ouvrage de 5 mètres à 6 mètres et avec des hors profils de dimension métrique pour ce qui concerne les galeries. Pour les puits, la verticalité est une aide à la mise en place et contribue à ce que celle-ci ne présente pas de problème particulier ;
- la faisabilité d'une gamme de solutions de mise en forme du noyau, notamment l'utilisation de pellets, pour assurer un remplissage optimal et ainsi un contact aussi parfait que possible et maîtrisé entre le noyau et la couche du Callovo-Oxfordien après retrait du revêtement/soutènement ;
- la faisabilité de la mise en place de volumes d'argile gonflante significatifs en configuration de galerie, avec notamment une bonne interface avec la roche (ou le revêtement) et des caractéristiques mécaniques conformes à celles attendues et mesurées sur échantillon ;
- la faisabilité du creusement de saignées dans la roche hôte et de la mise en place d'argile gonflante dans la saignée, afin de court-circuiter la zone endommagée de roche en champ proche si nécessaire.

Un contrôle qualité de la mise en place des scellements sera réalisé. Il permettra de rendre très peu vraisemblable d'éventuels non-respects des spécifications sur les matériaux et leur mise en place. Par ailleurs, des démonstrateurs de scellement sont envisagés dans l'installation souterraine dès la construction initiale, lors de la phase industrielle pilote.

La réalisation des scellements

Sur la base du retour d'expérience, notamment des expérimentations dans des Laboratoires de recherche souterrains, celui du centre de Meuse/Haute-Marne et ceux à l'étranger comme en Suisse et en Belgique dans des formations argileuses, et des démonstrateurs en surface, un dysfonctionnement d'un scellement lié aux opérations de réalisation est jugé très peu vraisemblable.

Selon une approche prudente, une telle situation est néanmoins postulée dans le cadre de scénarios :

- d'évolution altérée considérant d'éventuels défauts d'interface argile gonflante/Callovo-Oxfordien ;
- *What-if* postulant le cumul (i) d'une absence de gonflement du noyau argileux suite à la mise en place de matériaux autres que ceux prévus ou une évolution non anticipée, et (ii) d'éventuels défauts d'interface argile gonflante/Callovo-Oxfordien.

4.3.5 Les incertitudes résiduelles de connaissance portant sur l'évolution physico-chimique du système de stockage

4.3.5.1 L'endommagement mécanique de la couche du Callovo-Oxfordien autour des ouvrages

Les grands mécanismes qui pilotent le comportement mécanique de la couche du Callovo-Oxfordien, notamment lors du creusement des ouvrages souterrains sont bien identifiés, et les contraintes mécaniques majeures naturelles dans le Callovo-Oxfordien sont déterminées.

Ces acquis permettent d'évaluer les caractéristiques de la zone endommagée de la couche du Callovo-Oxfordien autour des ouvrages souterrains, notamment son extension relative en fonction de la dimension (*e.g.* Diamètre) de l'ouvrage, de son orientation par rapport à la direction de la contrainte majeure naturelle horizontale, et de l'unité lithostratigraphique du Callovo-Oxfordien dans laquelle l'ouvrage est réalisé :

- les grands mécanismes qui pilotent le comportement mécanique dans les différentes unités lithostratigraphiques qui composent la couche du Callovo-Oxfordien.

  La connaissance acquise depuis plus de 20 ans au Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne- a permis d'établir un modèle conceptuel de développement de la zone endommagée mécaniquement au pourtour des ouvrages souterrains en lien avec les contraintes mécaniques majeures naturelles dans la couche du Callovo-Oxfordien, plus particulièrement l'orientation des ouvrages par rapport aux contraintes naturelles horizontales. La zone de Callovo-Oxfordien mécaniquement endommagée en champ proche des ouvrages souterrains est ainsi composée depuis la paroi des ouvrages par une zone fracturée connectée (ZFC) puis une zone à fracturation discrète (ZFD) ;
- l'influence de la taille de l'ouvrage souterrain et des différentes techniques de creusement et de revêtement-soutènement vis-à-vis de l'endommagement mécanique de la roche en champ proche des ouvrages.

  Ces acquis soulignent l'absence d'effet significatif de la taille de l'ouvrage souterrain et de la technique de creusement de ce dernier sur la forme de la zone endommagée, et permettent ainsi d'évaluer l'extension des ZFC et ZFD en fonction de la dimension (*e.g.* Diamètre) excavée de l'ouvrage, de son orientation par rapport à la direction de la contrainte majeure naturelle horizontale et de l'unité de la couche du Callovo-Oxfordien dans laquelle l'ouvrage est réalisé.

  L'extension de la zone endommagée repose sur un set important et cohérent de mesures acquises au Laboratoire souterrain pour un ensemble d'ouvrages très différents (dimension, mode de creusement, mode de revêtement/soutènement, orientation par rapport aux directions des contraintes principales horizontales).

Les caractéristiques hydro-dispersives de la zone endommagée (ainsi que la rétention), notamment leur évolution dans le temps, ont été mesurées au Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne. En s'appuyant sur les connaissances acquises, les processus de cicatrisation hydraulique des argilites de la couche du Callovo-Oxfordien (fondés sur la présence de minéraux argileux gonflants, les smectites) sont pris en compte pour définir les caractéristiques hydro-dispersives de la zone de la couche du Callovo-Oxfordien endommagée mécaniquement en champ proche des ouvrages souterrains dans les scénarios.

L'endommagement mécanique de la couche du Callovo-Oxfordien au pourtour proche des ouvrages souterrains

Les connaissances acquises permettent d'établir une représentation de l'endommagement mécanique de la couche du Callovo-Oxfordien en champ proche des ouvrages souterrains dans le scénario d'évolution normale (situation de référence et situation enveloppe) :

- elle prend en compte la différence de comportement mécanique des différentes unités lithostratigraphiques de la couche du Callovo-Oxfordien ;
- elle établit une géométrie et une proportionnalité des extensions de l'endommagement mécanique fonctions respectivement de l'orientation de l'ouvrage par rapport aux contraintes naturelles horizontales dans la couche du Callovo-Oxfordien et de son diamètre excavé.

De manière prudente, le cas d'une évolution potentielle défavorable de la zone endommagée mécaniquement au droit des scellements pouvant conduire à une dégradation de sa performance hydraulique est envisagé dans le cadre d'un Scénario d'évolution altérée (SEA) de dysfonctionnement des scellements.

4.3.5.2 Le transitoire thermique

Les effets du transitoire thermique (incluant les effets thermo-hydromécaniques sur la couche du Callovo-Oxfordien) sont limités par conception.

Les connaissances scientifiques acquises permettent pour tous les scénarios :

- d'évaluer l'intensité et l'extension spatio-temporelle des champs thermique et thermo-hydromécanique transitoires résultant des dispositions de conception et intégrant les caractéristiques thermiques et thermo-hydromécaniques de la couche du Callovo-Oxfordien ;
- de prendre en compte les effets de la température dans le volume de la couche du Callovo-Oxfordien affecté par le transitoire thermique après disposition de conception sur les paramètres de transport et rétention chimique ;
- de prendre en compte les effets de la température dans les alvéoles HA (prise en compte de la température dans les modèles de relâchement des déchets vitrifiés, et les limites de solubilité des radionucléides et des substances toxiques chimiques).

4.3.5.3 Le transitoire hydraulique gaz

Après sa fermeture, le stockage entre dans une phase de transitoire hydraulique-gaz, dû à sa resaturation progressive par les eaux de la couche du Callovo-Oxfordien et à la production transitoire d'hydrogène principalement par corrosion en condition anoxique des composants métalliques présents dans les ouvrages. Cette phase transitoire correspond à un état où tout ou partie des composants n'est pas totalement saturé en eau et sa durée est variable selon l'ouvrage concerné.

Les dispositions de conception visent à limiter autant que possible l'utilisation d'acier dans la constitution des composants laissés en place après-fermeture afin de limiter le terme source en gaz. Par ailleurs, la conception et la réalisation d'ouvrages de fermeture « passant au gaz »[49] permettent de limiter les pressions de gaz dans le stockage durant le transitoire hydraulique gaz et ainsi de préserver les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien (absence de fracturation en grand au gaz).

[49] Pour les scellements, la notion de « passant au gaz » doit s'entendre comme laissant passer suffisamment le gaz. L'atteinte des deux fonctions « passant au gaz » et « limitation du flux d'eau au sein du stockage) des scellements est obtenue par les caractéristiques remarquables des argiles gonflantes constituant de base des noyaux, le choix de mélange argile gonflante – autres composants (par exemple sable) et la densité du mélange.

L'évaluation de cette phase transitoire a fait l'objet d'études expérimentales, notamment *in situ*, et de simulations numériques, en particulier dans le cadre de projets de recherche européens mobilisant de nombreuses équipes et permettant l'inter-comparaison des connaissances, des méthodologies d'évaluation du transitoire hydraulique gaz (modèles de représentation de la production, de la consommation et du transfert du gaz exprimé et dissous, valeurs des paramètres des modèles, outils de simulation numérique, conceptualisation des composants et des processus mis en jeu) et des résultats. L'ensemble de ces travaux permet de s'assurer de la robustesse des connaissances et des simulations réalisées et de l'identification des incertitudes résiduelles. Cet ensemble conduit à l'absence de fracturation en grand de la couche du Callovo-Oxfordien sous l'effet du gaz.

Pour les évaluations de transfert par l'eau des radionucléides et substances toxiques chimiques, dans une approche prudente, les scénarios de sûreté prennent comme hypothèse un état saturé du stockage dès la fermeture définitive du stockage, permettant de s'affranchir des incertitudes résiduelles sur la durée d'atteinte de la saturation totale des différents composants.

Certains radionucléides peuvent se trouver sous une forme gazeuse dans les conditions du stockage, principalement le carbone 14. Le transitoire hydraulique-gaz peut permettre la migration de ces radionucléides sous forme gazeuse au sein du stockage non saturé en eau jusqu'aux ouvrages de liaison, et aux formations encaissantes sus-jacentes, en particulier l'Oxfordien carbonaté. Leur migration sous forme gazeuse est de facto stoppée avec l'atteinte de la saturation en eau totale du stockage. La migration du carbone 14 en phase gazeuse est prise en compte dans le cadre de l'évaluation du transitoire hydraulique-gaz, en couvrant un large domaine de sensibilité : les résultats montrent qu'une très faible partie de son inventaire initial est susceptible d'atteindre l'Oxfordien carbonaté (sus-jacent à la couche du Callovo-Oxfordien) par la voie ouvrage c'est-à-dire par les galeries, et les liaisons surface-fond, en regard notamment de sa période (environ 5 700 ans) relativement limitée et des grandes longueurs de galeries depuis les alvéoles jusqu'aux ouvrages de liaison surface-fond favorisant une dissolution du carbone 14 et son transfert vers et dans la couche du Callovo-Oxfordien (effet de « pompe diffusive »). Du fait des quantités limitées de carbone 14 qui arrive dans l'Oxfordien carbonaté, le carbone 14 s'y dissout immédiatement, et compte tenu des temps de transfert importants dans l'Oxfordien carbonaté (plusieurs dizaines de milliers d'années) vers les exutoires au regard de la période du carbone 14, celui-ci aura fortement décru naturellement avant d'atteindre les exutoires de telle sorte que sa contribution à l'impact radiologique est négligeable et ne modifie pas le cumul de dose des différents radionucléides (cf. Chapitre 11 du volume 8 de la pièce 7 « Version préliminaire du rapport de sûreté » (14)).

4.3.5.4 Les perturbations chimiques issues des déchets MA-VL

4.3.5.4.1 La perturbation saline

Les sels solubles (nitrate, sulfate, potassium, sodium) contenus dans les alvéoles de stockage de déchets MA-VL salins seront progressivement mis en solution avec l'arrivée d'eau sur les déchets. Ce phénomène est susceptible de modifier la réactivité et la migration des radionucléides et substances toxiques chimiques dans la couche du Callovo-Oxfordien. Les connaissances scientifiques acquises permettent de bien représenter la propagation du panache salin dans la couche du Callovo-Oxfordien au droit des alvéoles qui en contiennent. Les résultats des études conduites montrent que l'influence de ce panache salin dans la couche du Callovo-Oxfordien est très limitée (uniquement sur quelques mètres environ autour des alvéoles).

Par ailleurs, des dispositions techniques ont été définies en matière de costockage physico-chimique des déchets MA-VL, afin de limiter cette perturbation entre déchets dans les alvéoles, et in fine dans la couche du Callovo-Oxfordien.

Les incertitudes résiduelles de connaissance sont prises en compte dans les scénarios par un choix majorant qui conduit à retenir une extension maximale des effets du panache salin dans la couche du Callovo-Oxfordien.

4.3.5.4.2 La perturbation organique

Lors de leur dégradation, les colis de déchets MA-VL contenant des composants organiques peuvent générer des espèces complexantes de radionucléides et de substances toxiques chimiques qui sont susceptibles d'influencer ainsi leur migration dans la couche du Callovo-Oxfordien.

Des études ont été menées sur les molécules organiques (nature, comportement en solution dans la couche du Callovo-Oxfordien) ce qui a permis de caractériser le transport de certains radionucléides complexés. Les résultats montrent que l'influence de la présence de substances organiques complexantes sur la migration des radionucléides à l'échelle de la couche du Callovo-Oxfordien est très limitée (uniquement sur quelques mètres environ autour des alvéoles de stockage), du fait notamment des effets compétiteurs des radionucléides avec les cations majeurs dans les eaux interstitielles de la couche du Callovo-Oxfordien.

Par ailleurs, des dispositions techniques ont été définies en matière de costockage physico-chimique des déchets MA-VL, afin de limiter cette perturbation entre déchets dans les alvéoles, et in fine dans la couche du Callovo-Oxfordien.

Les perturbations chimiques issues des déchets MA-VL

Les connaissances scientifiques acquises permettent de représenter la propagation des perturbations des espèces salines et organiques dans la couche du Callovo-Oxfordien au droit des alvéoles qui en contiennent. Les incertitudes résiduelles de connaissance sont prises en compte dans les scénarios par un choix majorant qui conduit à retenir des extensions maximales de leurs effets dans la couche du Callovo-Oxfordien.

4.3.5.5 La perturbation alcaline issue des composants en béton

Les bétons sont naturellement en déséquilibre chimique avec la couche du Callovo-Oxfordien (pH basique des bétons *versus* pH neutre des eaux de la couche du Callovo-Oxfordien). Ils se dégradent chimiquement sous l'effet des eaux de la couche du Callovo-Oxfordien et corrélativement génèrent une perturbation dite alcaline dans la couche du Callovo-Oxfordien environnant.

La dégradation chimique des bétons et la perturbation alcaline sur les milieux argileux ont fait l'objet de très nombreux travaux (expérimentations, modélisation, simulation numérique) en France et à l'étranger, notamment dans le cadre de projets européens. Le corpus de connaissances scientifiques acquis est solide et permet de bien représenter les principaux processus pilotant les interactions entre le béton et la couche du Callovo-Oxfordien.

Ces acquis permettent d'établir un modèle conceptuel robuste de dégradation chimique des bétons et de développement de la perturbation alcaline dans la couche du Callovo-Oxfordien au contact de matériaux cimentaires, et une évaluation robuste des extensions respectives de la dégradation chimique des bétons et de la perturbation, alcaline dans le temps. Du fait des faibles flux d'eau, de la diffusion lente et dominante des solutés dans la couche du Callovo-Oxfordien, des ratios limités entre les quantités de béton et celle de la couche du Callovo-Oxfordien et la capacité tampon acido-basique élevée des argilites de la couche du Callovo-Oxfordien, les observations *in situ* et sur échantillons, les simulations numériques et les observations d'analogues naturels montrent une dégradation chimique des bétons très lente, et une extension de la perturbation alcaline limitée (les transformations minéralogiques ont une extension d'ordre décimétrique sur le million d'années selon l'ouvrage concerné ce qui est faible au regard de la garde verticale d'argilites saines de la couche du Callovo-Oxfordien.

La perturbation alcaline issue des composants en béton

Les connaissances acquises permettent pour tous les scénarios de prendre en compte les effets de la perturbation alcaline engendrée par la dégradation chimique des matériaux cimentaires sur le long terme et qui ne concerne qu'une très faible épaisseur de la couche du Callovo-Oxfordien au contact de ces matériaux, quelques décimètres au plus en regard de la garde de Callovo-Oxfordien d'au moins 50 mètres de part et d'autre du stockage.

4.3.5.6 La corrosion des éléments métalliques

Le comportement à long terme des composants métalliques (chemisages d'alvéole HA, conteneurs de stockage HA, autres composants tels que les ferraillages des bétons, etc.) est dominé par leur corrosion. Le type de corrosion (généralisée, localisée etc.) et les cinétiques associées ont été étudiés pour différentes conditions physico-chimiques susceptibles d'être rencontrées dans le stockage, à l'aide d'expérimentations en laboratoires de surface et d'expérimentations *in situ* au Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne : l'ensemble des processus de corrosion est bien connu.

Par ailleurs, l'Andra fixe des exigences de conception pour le conteneur de stockage HA afin de le protéger de certains processus de corrosion (corrosion sous contrainte, corrosion radiolytique…) ou d'en limiter les effets. Cela conduit notamment au choix d'aciers faiblement alliés bas carbone. Ce choix doit aussi être mis en perspective du choix de la durée d'étanchéité spécifiée du conteneur HA limitée à environ quelques centaines d'années.

Il ressort des choix de conception et des acquis des connaissances scientifiques et techniques que de manière générale, les mécanismes et vitesse de corrosion présentent peu d'incertitudes résiduelles dans les conditions de stockage. Ainsi, la corrosion généralisée est dominante.

La corrosion des éléments métalliques

Des dispositifs de conception sont mis en place pour protéger le conteneur de stockage HA des cinétiques de corrosion élevées et pour qu'il remplisse son rôle de protection contre l'arrivée d'eau au contact des déchets vitrifiés tant que la température à cœur du verre est supérieure à 50° C (déchets HA0) et supérieure à 70° C (déchets HA1/HA2).

Bien que peu vraisemblable, une corrosion plus importante qui pourrait entraîner une perte d'étanchéité prématurée du conteneur de stockage HA, est postulée, au travers de deux scénarios :

- un SEA de dysfonctionnement de tous les conteneurs de stockage HA0 du quartier pilote HA ;
- un SEA de dysfonctionnement d'un conteneur de stockage HA1 ou HA2 par alvéole HA1 ou HA2 du quartier de stockage HA.

4.3.6 Les incertitudes résiduelles de connaissance sur l'évolution à long terme du milieu géologique environnant

4.3.6.1 Les formations encaissantes à la couche du Callovo-Oxfordien

La couche du Callovo-Oxfordien est entourée de formations encaissantes qui sont constituées de niveaux calcaires et de niveaux marneux. Ces formations encaissantes n'ont pas de fonctions de sûreté, mais elles sont néanmoins une voie de transfert des quelques radionucléides et substances toxiques chimiques sortant potentiellement du toit et du mur de la couche du Callovo-Oxfordien vers les exutoires ; À ce titre, elles sont représentées dans le cadre des évaluations quantitatives des scénarios de sûreté après fermeture. Du fait de leur rôle sur le gradient de charge hydraulique dans la couche du Callovo-Oxfordien, l'analyse intègre également cette caractéristique, notamment son évolution possible sur le long terme.

La représentation des formations encaissantes sus-jacentes distingue ainsi les niveaux calcaires (par exemple les horizons poreux de l'Oxfordien carbonaté) et les niveaux marneux (par exemple les séries grises entre les horizons poreux de l'Oxfordien carbonaté, et le kimméridgien marneux au-dessus de l'Oxfordien carbonaté) pour lesquels des propriétés de diffusion et de rétention des radionucléides et des substances toxiques chimiques peuvent être considérées. Les risques et incertitudes résiduelles sont gérés par des hypothèses dans le scénario d'évolution normale, en particulier dans la situation qualifiée d'enveloppe.

Les propriétés intrinsèques des formations encaissantes sont définies en situation enveloppe du scénario d'évolution normale sur la base des gammes de valeurs disponibles et du modèle hydrogéologique afin de maximiser les flux de radionucléides et de substances toxiques chimiques vers les exutoires considérés.

4.3.6.2 L'hydrogéologie du site et les exutoires

L'évolution des écoulements d'eau dans les niveaux ou zones aquifères des formations encaissantes sur le long terme (un million d'années) a été évaluée au moyen de simulations intégrant les cycles d'évolutions climatiques potentielles (y compris en lien avec les effets anthropiques) et les érosions en surface (incluant l'évolution géodynamique interne) afin de couvrir le domaine de leurs effets sur les écoulements d'eau.

Deux modèles d'évolution géodynamique sont pris en compte dans la prédiction des comportements hydrogéologiques au cours du prochain million d'années, afin de couvrir le domaine de possible de manière prudente :

- un modèle géodynamique considéré comme le plus réaliste dit « phénoménologique » au mieux des connaissances scientifiques disponibles, considérant des taux d'érosion et de surrection « *best-estimate* » ;
- un modèle géodynamique conservatif dit « maximaliste », considérant des taux maxima d'érosion par incision des vallées et de surrection, et en équilibre.

Le modèle hydrogéologique du site à l'actuel et sur le prochain million d'années couplé aux modèles d'évolution géodynamique (phénoménologique ou maximaliste) permet :

- de préciser l'évolution des champs de charge dans le Dogger et dans l'Oxfordien carbonaté et corrélativement celle du champ de gradient de charge hydraulique vertical dans la couche du Callovo-Oxfordien (déterminé par les charges hydrauliques du Dogger et de l'Oxfordien carbonaté qui enserrent la couche du Callovo-Oxfordien) à l'actuel et sur le prochain million d'années, en particulier à l'échelle de la zone d'implantation des ouvrages souterrains (ZIOS) ;
- d'estimer, vis-à-vis de la position de l'installation souterraine, les trajectoires hydrauliques et de transfert des solutés dans les formations encaissantes, en particulier l'Oxfordien carbonaté, induites par l'évolution des champs d'écoulement (direction et temps de transfert) ainsi que les exutoires hydrogéologiques « naturels ».

Les deux modèles d'évolution géodynamique retenus encadrent le domaine des évolutions possibles des écoulements d'eau sur le prochain million d'années justifiés par les études conduites ces dernières années. Ces deux modèles ont ainsi été retenus dans le scénario d'évolution normale, à savoir (i) le modèle hydrogéologique basé sur modèle géodynamique considéré comme le plus réaliste dit « phénoménologique » en situation de référence et (ii) le modèle hydrogéologique basé sur le modèle géodynamique conservatif dit « maximaliste » en situation enveloppe.

Les incertitudes résiduelles sur les trajectoires des particules, en particulier dans l'Oxfordien carbonaté sont gérées par le choix des exutoires de l'Oxfordien carbonaté et de leur localisation. Du fait notamment de la profondeur du Dogger au niveau du site d'implantation du stockage, son hydrogéologie ne présente pas d'évolution significative sur le prochain million d'années par rapport à l'actuel, que ce soit en termes de directions ou de vitesses d'écoulement. Les incertitudes résiduelles sont moindres. Ces éléments sont intégrés dans le choix des exutoires du Dogger et de leur localisation.

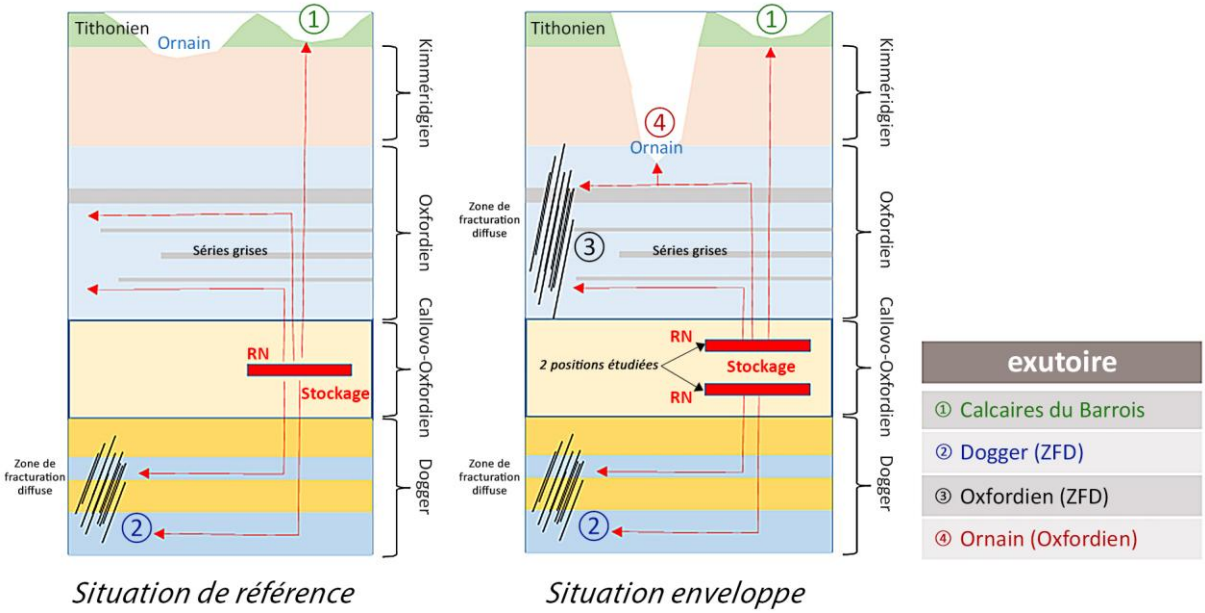
Les incertitudes résiduelles sur la porosité cinématique et les vitesses des écoulements, en particulier dans l'Oxfordien carbonaté, sont prises en compte en considérant le choix des exutoires et de leur localisation en situation enveloppe basée sur le modèle hydrogéologique maximaliste.

Les simulations hydrogéologiques à l'actuel et sur le prochain million d'années constituent une donnée d'entrée pour définir les exutoires (*i.e.* Points de prélèvements d'eau) considérés pour les évaluations quantitatives de sûreté après fermeture (cf. Tableau 5-1) :

- dans les Calcaires du Barrois après un transfert depuis les formations géologiques situées au-dessus de la couche du Callovo-Oxfordien (Oxfordien carbonaté puis Kimméridgien), exutoire n° 1 dans la figure 4-11 ;
- dans les Calcaires du Dogger après un transfert latéral sous la couche du Callovo-Oxfordien, à l'est de la zone qualifiée de fracturation diffuse, ZFD, exutoire n° 2 dans la figure 4-11 ;
- dans les Calcaires de l'Oxfordien carbonaté (*i.e.* Horizons poreux), après un transfert latéral au-dessus de la couche du Callovo-Oxfordien, soit par pompage dans la zone qualifiée de fracturation diffuse (ZFD) et/ou dans les failles de la Marne, exutoire n° 3 dans la figure 4-11, soit par pompage dans la rivière Ornain, exutoire n° 4 dans la figure 4-11.

Tableau 4-1 *Exutoires (i.e. Points de prélèvements d'eau) considérés pour les évaluations quantitatives de sûreté après fermeture et leur positionnement*

Exutoire	Type d'exutoire	Positionnement de l'exutoire
Barrois	Artificiel (pompage)	Au droit du stockage
Dogger	Artificiel (pompage)	Zone de Fracturation Diffuse
Oxfordien ZFD	Artificiel (pompage)	Zone de Fracturation Diffuse et/ou dans les failles de la Marne
Oxfordien Ornain	Naturel (rivière)	Rivière Ornain



CG-TE-D-MGE-AMOA-SR2-0000-20-0116-B

Figure 4-11 *Schéma illustratif de la localisation des exutoires (i.e. Points de prélèvement d'eau) pour les évaluations d'impact radiologique et toxicologique sur l'homme en après fermeture, avec les trajectoires associées depuis le stockage (en rouge)*

4.3.6.3 Les biosphères types retenues

Conformément au guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) et à la démarche présentée ci-avant, les incertitudes résiduelles de connaissance liées aux évolutions de la biosphère sur le long terme considèrent différentes biosphères représentatives des types de climat qui pourraient se produire dans le futur (y compris par effet anthropique).

Leur choix repose sur des simulations qui considèrent les deux évolutions climatiques et géomorphologiques suivantes sur le prochain million d'années :

- l'évolution naturelle (climat non altéré par l'activité humaine) ;
- l'évolution considérant les effets anthropiques (climat influencé par les gaz à effet de serre).

Les biosphères types retenues

Pour réaliser les évaluations quantitatives des scénarios après fermeture, trois biosphères types sont retenues :

- une biosphère type tempérée ;
- une biosphère chaude type subtropicale humide ;
- une biosphère froide type boréal.

4.3.6.4 Les groupes de référence hypothétiques retenus

Conformément à la démarche, pour chaque exutoire retenu, sont examinées les différentes activités possibles qui font un usage de l'eau (eau boisson, abreuvement des animaux, irrigation), susceptible de conduire à une exposition (exposition externe, exposition interne par inhalation et exposition interne par ingestion).

L'approche conduit également à examiner d'une part des comportements alimentaires moyens (groupe multi-activités) et des comportements alimentaires particuliers en lien avec une activité particulière (gros mangeur de viande bovine dans le cas d'un individu éleveur ou gros mangeur de fruits et légumes dans le cas d'un villageois avec un jardin potager par exemple). Cette approche permet de couvrir différentes sensibilités alimentaires et *in fine* de s'assurer que le fait pour un individu de consommer par exemple beaucoup plus de viande ou de fruits que la moyenne ou de pratiquer une activité de pêche en rivière ne conduirait pas à un impact non acceptable.

Les différents groupes de référence hypothétiques retenus pour les évaluations quantitatives pour la biosphère type tempérée sont :

- un groupe multi-activités appliqué à tous les exutoires ;
- en sensibilité :
  - ✓ un groupe (multi-activités) éleveur bovins appliqué à l'exutoire Dogger qui permet d'explorer une sensibilité alimentaire à travers une consommation plus importante de bœuf et de produits laitiers ;
  - ✓ un groupe (multi-activités) villageois jardinier appliqué à l'exutoire Dogger qui permet d'explorer une sensibilité alimentaire à travers une consommation plus importante des produits issus du verger et du jardin potager ;
  - ✓ un groupe (multi-activités) pêcheur chasseur appliqué à l'exutoire rivière Ornain qui permet d'explorer les activités de pêche en rivière et chasse de gibier.

Pour les biosphères types chaudes et froides, les régimes alimentaires des groupes de référence hypothétiques sont adaptés conformément à la démarche.

4.3.7 Les scénarios retenus pour l'évaluation de sûreté après fermeture

L'application de la démarche d'analyse des risques et incertitudes résiduelles de connaissance conduit au regard des connaissances scientifiques et technologiques, à l'identification des scénarios suivants :

4.3.7.1 Le scénario d'évolution normale

Du fait du large panel de connaissances scientifiques et techniques acquises depuis de nombreuses années, incluant les acquis du Laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne, l'Andra dispose d'un ensemble de données d'entrée important et robuste. Notamment, la couche du Callovo-Oxfordien, composant essentiel vis-à-vis de la sûreté sur le long terme après fermeture bénéficie d'une large connaissance établie à différentes échelles de la formation.

Les quelques incertitudes résiduelles identifiées dans le socle de connaissances scientifiques et techniques sont intégrées en scénario d'évolution normale, notamment dans la situation enveloppe.

Ainsi le scénario d'évolution normale comprend deux situations définies comme suit :

- une situation de référence qui repose sur un ensemble d'hypothèses et de données dont la logique de sélection est de retenir celles qui s'appuient sur la meilleure connaissance scientifique et technique disponible.

  Dans ce scénario, le stockage est implanté selon les cotes définies pour l'architecture considérée en SEN. Les épaisseurs de garde de la couche du Callovo-Oxfordien sont estimées en conséquence à partir de l'épaisseur réelle de la couche du Callovo-Oxfordien au droit des alvéoles de stockage, en soustrayant l'extension verticale maximale de la zone de fracturation diffuse (ZFC) résultant du foisonnement au droit des alvéoles en voûte et en radier ;
- une situation enveloppe qui correspond à la prise en compte des exigences applicables au système de stockage (ex : épaisseur de garde de Callovo-Oxfordien…) ou des choix de sûreté conservatifs pour les composants qui ne font pas l'objet d'exigences.

  Deux positionnements du stockage sont considérés dans la couche du Callovo-Oxfordien pour prendre en compte l'exigence de 50 mètres de couche du Callovo-Oxfordien saine :
  - ✓ positionnement à 50 mètres du toit de la couche du Callovo-Oxfordien (cas 1) ;
  - ✓ positionnement à 50 mètres du mur de la couche du Callovo-Oxfordien (cas 2).

Par ailleurs, l'analyse menée depuis le Dossier d'option de sûreté sur l'état chimique du sélénium au sein des déchets vitrifiés a conduit à examiner la part de sélénium qui serait sous forme Se(+VI), c'est-à-dire sous une forme plus mobile dans le stockage et la couche du Callovo-Oxfordien que les autres formes chimiques. Au regard des connaissances acquises et des incertitudes résiduelles, une proportion de Se(+VI) a été retenue pour les évaluations après fermeture, proportion allant jusqu'à 20 % en situation enveloppe du scénario d'évolution normale.

4.3.7.2 Les scénarios de dysfonctionnement des composants qui contribuent à la réalisation des fonctions de sûreté

Pour les composants ouvragés, l'analyse porte en particulier sur (i) les scellements de puits, descenderies et galerie, et (ii) les colis de stockage HA.

4.3.7.2.1 Les scénarios de dysfonctionnement des scellements

L'analyse des risques et incertitudes résiduelles conduit à considérer :

- dans le cadre de scénario d'évolution altérée, la présence éventuelle d'une zone de fracturation connectée au droit du noyau argileux des scellements de puits et descenderies réalisés dans la couche du Callovo-Oxfordien du fait des incertitudes résiduelles sur le comportement différé des argilites. De plus, il a été considéré un auto-colmatage imparfait des argilites de la couche du Callovo-Oxfordien endommagées mécaniquement en champ proche des scellements ce qui provoquerait un défaut de performance hydraulique. Compte tenu des causes de dysfonctionnement identifiées, le dysfonctionnement des scellements est représenté dans un scénario de déviation de l'évolution normale par une dégradation hydraulique à l'interface noyau argileux/Callovo-Oxfordien et en conséquence la non-réalisation de la performance exigée des scellements.

  Trois scénarios d'évolution altérée sont considérés :
  - ✓ un SEA de dysfonctionnement des scellements des liaisons surface-fond (puits et descenderies) par l'interface (les scellements des galeries sont opérants), (cf. Figure 4-12) ;
  - ✓ un SEA dysfonctionnement des scellements des galeries par l'interface (les scellements des liaisons surface-fond, puits et descenderies, sont opérants) ;
  - ✓ un SEA de dysfonctionnement de tous les scellements (des liaisons surface-fond et des galeries) par l'interface.

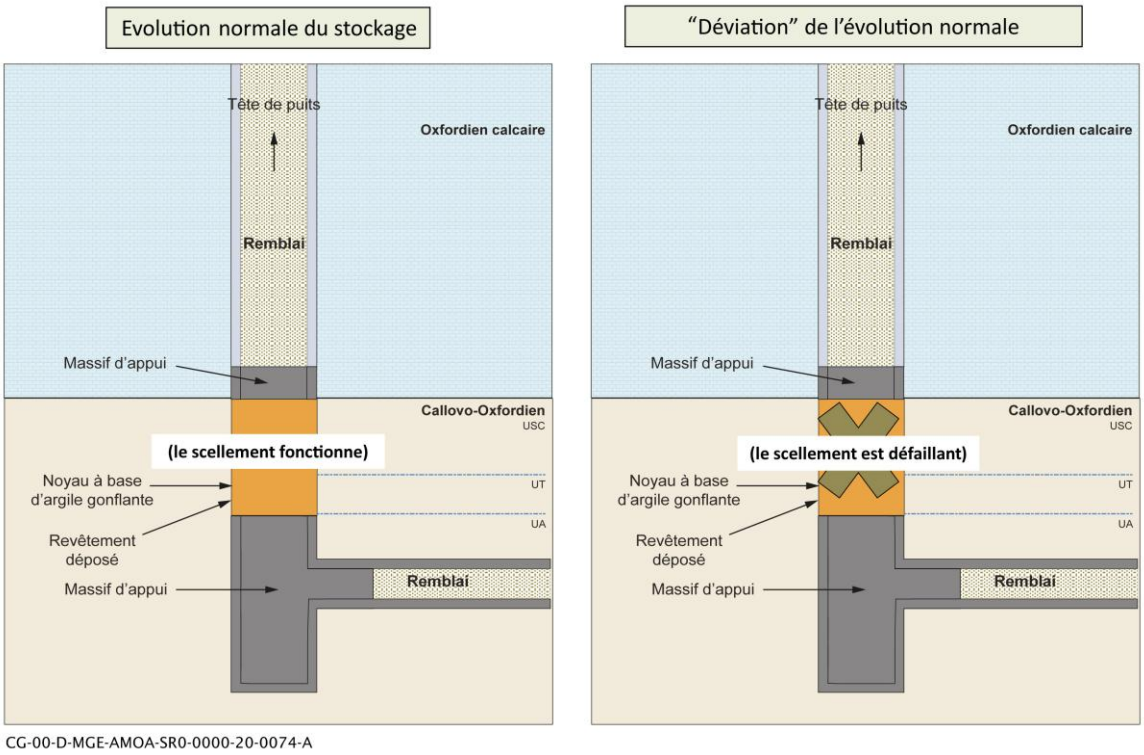


Figure 4-12 *Illustration montrant la différence entre l'évolution normale et une situation possible de défaillance de scellement pouvant induire une "déviation » de l'évolution normale*

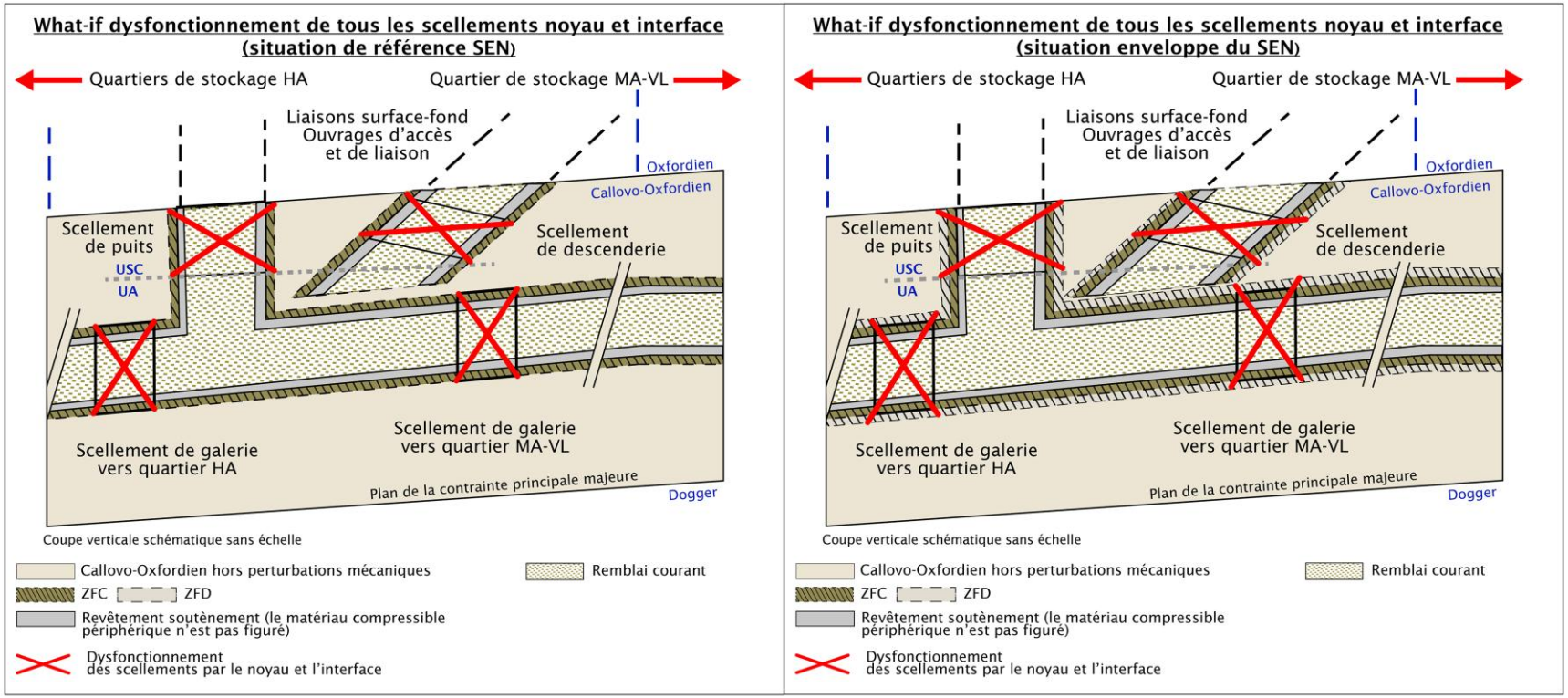
- des scénarios *What-if* de dysfonctionnement des scellements qui postulent qu'ils ne sont pas réalisés de manière conforme aux exigences applicables.

  Cela conduit à représenter le noyau argileux des scellements avec des caractéristiques hydrauliques équivalentes à celle du remblai des galeries et un défaut de performance hydraulique à l'interface noyau argileux/Callovo-Oxfordien et en conséquence la non-réalisation de la performance hydraulique exigée des scellements. Cette représentation induit une forte dégradation de cette performance hydraulique des scellements donc elle affecte la fonction « s'opposer à la circulation de l'eau ».

  Ces scénarios visent à évaluer comment l'architecture du stockage (caractère borgne, zones de stockage séparées, longueurs de galeries…) et la couche du Callovo-Oxfordien apportent de la robustesse et à vérifier si la voie de migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques par la couche du Callovo-Oxfordien reste majoritaire par rapport à celle par le stockage.

  Trois scénarios *What-if* sont postulés :

  - ✓ un scénario *What-if* postulant le dysfonctionnement des scellements des puits et descenderies par le noyau argileux et l'interface ;
  - ✓ un scénario *What-if* postulant le dysfonctionnement des scellements des galeries par le noyau argileux et l'interface ;
  - ✓ un scénario *What-if* de dysfonctionnement de tous les scellements (puits, des descenderies et galeries) par le noyau argileux et l'interface (cf. Figure 4-13).



CG-TE-D-MGE-AMOA-SR2-0000-22-0008-B

Figure 4-13 *Illustration schématique de la représentation du scénario What-if postulant le dysfonctionnement de tous les scellements par rapport aux deux situations du scénario d'évolution normale (SEN)*

4.3.7.2.2 Les scénarios de dysfonctionnement des colis de stockage HA

L'analyse des risques et incertitudes résiduelles des différents composants de l'alvéole HA, en particulier le matériau de remplissage en extrados du chemisage et le conteneur de stockage HA, conduit à identifier deux scénarios d'évolution altérée et un scénario de type *What-if* :

- un SEA « dysfonctionnement d'un conteneur de stockage par alvéole HA1/HA2 » ;
- un SEA « dysfonctionnement de tous les conteneurs de stockage du quartier pilote HA » ;
- un scénario *What-if* de dysfonctionnement de tous les conteneurs de stockage HA, bien que cet événement soit considéré très peu vraisemblable. Ce scénario vise à vérifier la robustesse également du système de stockage et le rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien.

4.3.7.2.3 Les scénarios *What-if* postulant une discontinuité non détectée dans la couche du Callovo-Oxfordien

L'analyse des risques et incertitudes résiduelles de connaissance conduite sur la couche du Callovo-Oxfordien en se basant sur les connaissances scientifiques, notamment la reconnaissance par forages depuis la surface et sismique 3D ainsi que le contexte structural du site d'implantation du stockage, montre qu'une faille de rejet supérieur à 2 mètres, en particulier au droit du stockage, est très peu vraisemblable.

La prise en compte d'une discontinuité verticale qui n'aurait pas été détectée est postulée dans le cadre de deux scénarios *What-if* définis de manière conventionnelle :

- un scénario *What-if* postulant une discontinuité non détectée non traversante de la couche du Callovo-Oxfordien ;
- un scénario *What-if* postulant une discontinuité non détectée traversant la couche du Callovo-Oxfordien.

4.3.7.2.4 Les scénarios d'intrusion humaine involontaire

En cohérence avec les recommandations du guide de sûreté n° 1 de l'ASN de 2008 (2), les scénarios d'intrusion humaine involontaire par forage retenus sont :

- un forage avec extraction de carottes visant à évaluer une exposition externe du fait d'examen visuel des carottes ;
- un forage d'exploration au Dogger abandonné à sa cote prévisionnelle dans le Dogger ;

  Ce scénario considère qu'un forage exploratoire du Dogger traverse le stockage puis est supposé abandonné à sa profondeur cible au Dogger ;
- un forage d'exploitation géothermique du Trias abandonné à la profondeur du stockage ;

  Ce scénario postule l'abandon à la cote du stockage d'un forage destiné à l'exploitation géothermale du Trias ;
- un forage interceptant un alvéole MA-VL pendant le transitoire hydraulique-gaz ;

  Ce scénario considère un forage exploratoire qui intercepte un alvéole de stockage MA-VL pendant le transitoire hydraulique gaz et impact potentiellement le foreur du fait d'un rejet de gaz et de gouttelettes d'eau contenant potentiellement des radionucléides et des substances toxiques chimiques.

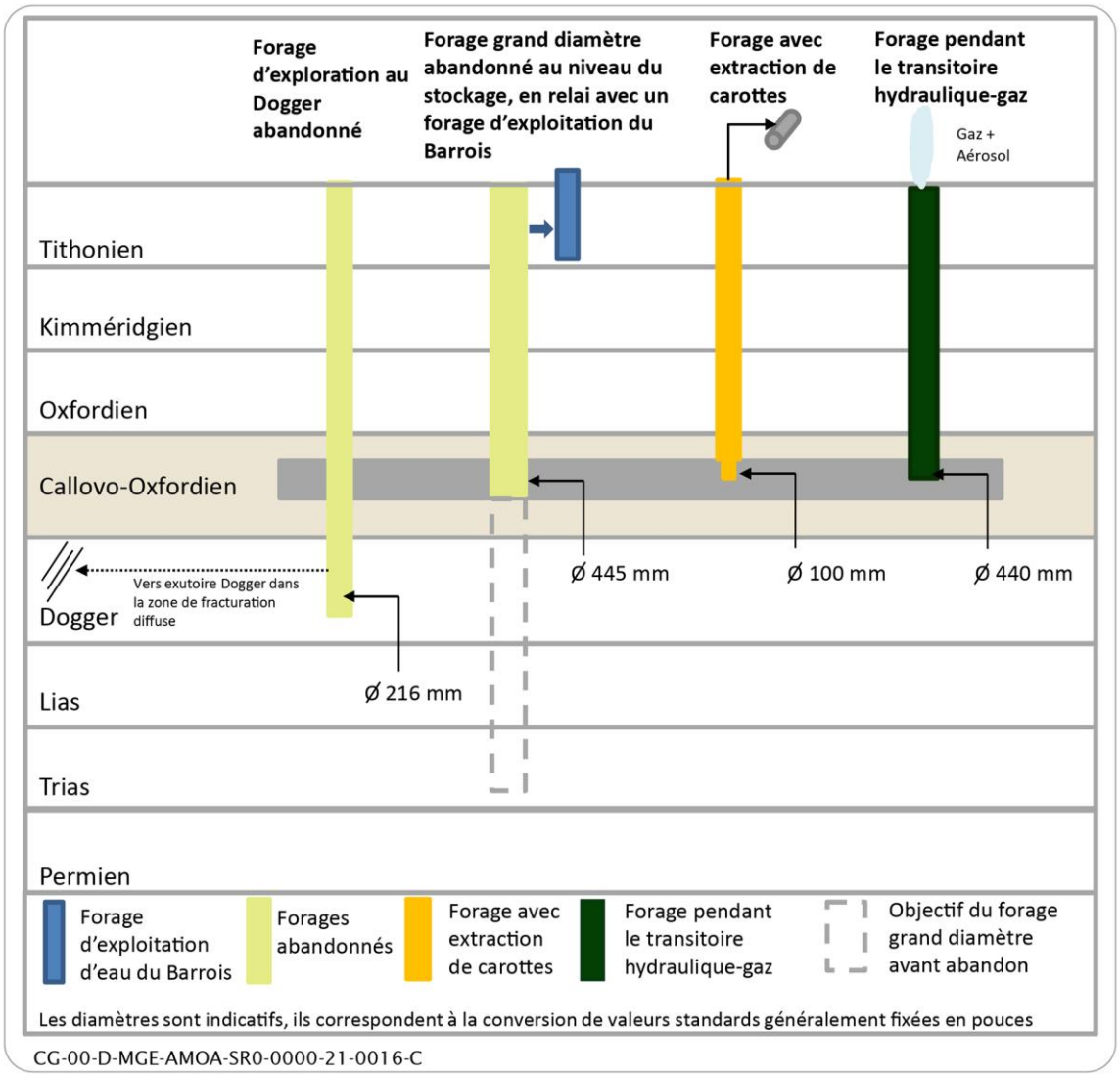


Figure 4-14 *Schéma illustratif d'intrusions humaines involontaires par forage retenues pour la sûreté après fermeture*

4.4 Les évaluations quantitatives des scénarios de sûreté après fermeture

L'évaluation de sûreté, objet du présent rapport, traite l'ensemble des scénarios indiqués ci-dessus. Elle permet de tester en profondeur la robustesse de la sûreté après fermeture du stockage, en particulier au travers de la combinatoire de conservatismes, par exemple sur les valeurs des paramètres de migration des radionucléides, ou le choix postulé de situation/scénario, comme la défaillance de tous les scellements par le noyau et l'interface qui conduit à favoriser le transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques par la voie de l'installation souterraine (*i.e.* Voie ouvrage) ou la présence d'une discontinuité dans la couche du Callovo-Oxfordien qui n'aurait pas été détectée.

Les résultats de l'évaluation de sûreté après fermeture confirment la capacité du système de stockage à garantir la sûreté sur le long terme notamment par la maîtrise du comportement des radionucléides au regard des objectifs de protection. Des grands traits de cette atteinte des objectifs de sûreté sont résumés ci-après.

Pour mémoire le scénario d'évolution normale est défini pour représenter l'évolution attendue (ou normale) sur le long terme du système de stockage en considérant des événements et processus « certains ou très probables » en cohérence avec les recommandations du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2).

Le scénario d'évolution normale est composé de deux situations, une situation de référence et une situation enveloppe, chacune faisant l'objet d'une définition et d'une évaluation quantitative spécifique. Ainsi, chacune de ces situations décrit comment les radionucléides et les substances toxiques chimiques contenus dans les déchets vont éventuellement arriver jusqu'à l'homme et l'environnement selon des hypothèses de représentation spécifiques.

Cette description considère ainsi tous les composants du stockage impliqués dans le transfert par la voie Callovo-Oxfordien ou par la voie « ouvrages » qui comprend le réseau de galeries souterraines et les liaisons surface-fond (cf. Figure 4-15).

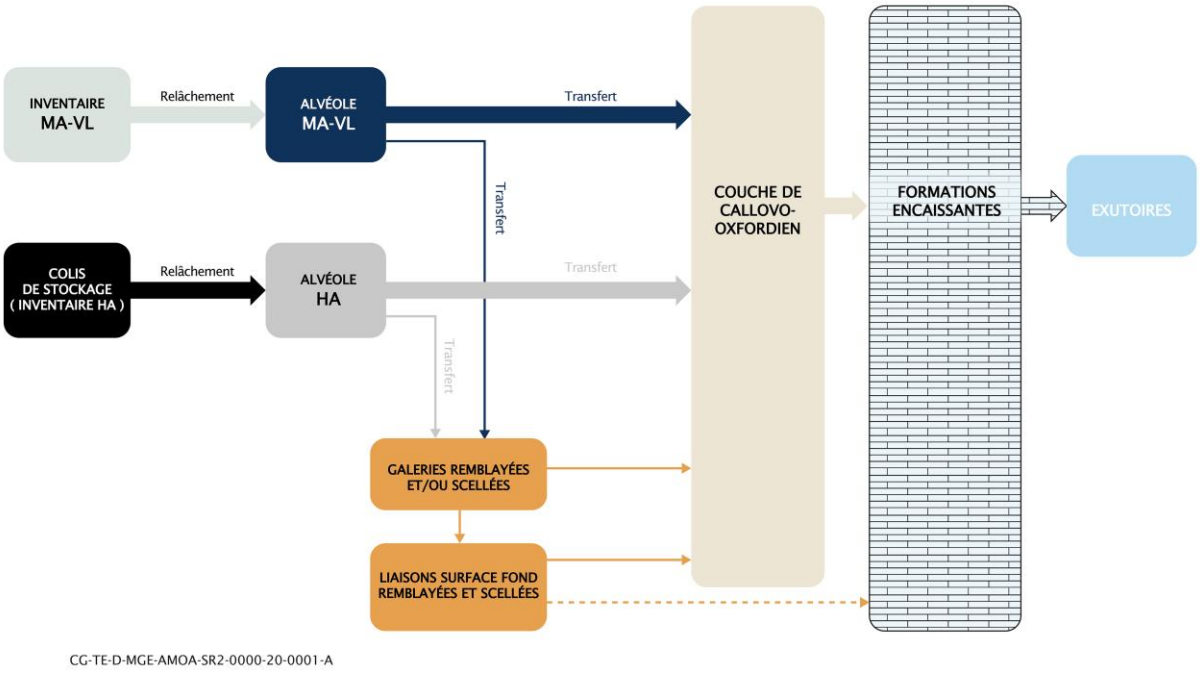


Figure 4-15 *Schéma illustratif des composants et des voies de transfert potentielles pris en compte pour le scénario d'évolution normale*

4.4.1 Les résultats des évaluations de la situation de référence de l'évolution normale de l'installation de stockage soulignant des incidences très faibles

L'évaluation de la situation de référence de l'évolution normale met ainsi en exergue le rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien du fait de ses caractéristiques favorables et de l'apport des dispositions de conception de l'installation souterraine. Ces dispositions tirent parti des caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien (comme par exemple des alvéoles de grande longueur qui favorisent le transfert par la roche hôte, épaisseur de garde saine de la couche du Callovo-Oxfordien supérieure à 50 mètres) et en les préservant (comme par exemple en limitant la température maximale dans la roche hôte en deçà de 100 °C autour des quartiers de déchets exothermiques, comme les déchets vitrifiés de haute activité) les dispositions d'architecture et de conception favorisent le transfert des radionucléides et substances toxiques chimiques par la couche du Callovo-Oxfordien.

Ceci se traduit par les grands traits suivants :

- la quasi-totalité des 144 radionucléides considérés dans l'évaluation est confinée dans le stockage ou en son champ proche sur le long terme ;
- seuls les radionucléides à vie longue mobiles (*e.g.* Solubles et sans rétention, l'Iode 129, le chlore 36 et le sélénium 79) migrent depuis le stockage au sein de la couche du Callovo-Oxfordien jusqu'à ses extrémités, les ouvrages de stockage ne constituant pas une voie de transfert privilégiée.

  Leur transfert dans la couche du Callovo-Oxfordien par diffusion dominante est néanmoins lent et limité, les temps de transfert de ces radionucléides étant de l'ordre de 700 000 ans.

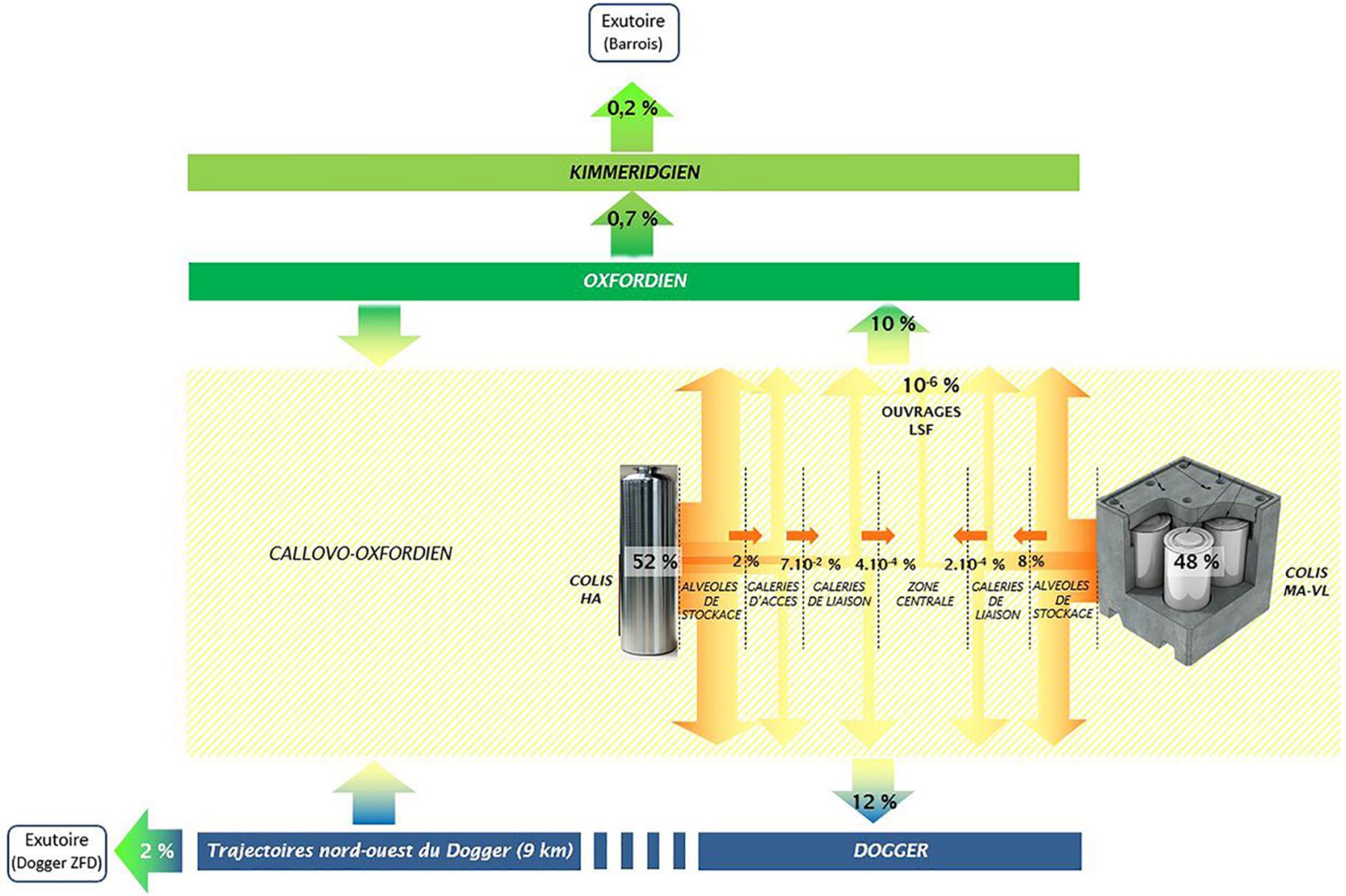
  Ces radionucléides à vie longue, mobile ou peu sorbés, parviennent aux extrémités de la couche du Callovo-Oxfordien, mais avec des débits molaires et en quantité très faibles dans le temps. À titre d'exemple, à un million d'années, au plus de l'ordre de 20 % de l'inventaire initial en Iode 129 parvient aux extrémités de la couche du Callovo-Oxfordien et par conséquent environ 80 % de l'inventaire initial est resté dans le système de stockage, notamment dans la couche du Callovo-Oxfordien (cf. Figure 4-16).

  Seuls ces trois radionucléides mobiles à vie longue parviennent donc aux exutoires sur le million d'années, mais *de facto* de manière lente et très atténuée.

En termes d'indicateur de dose à l'homme, la dose maximale atteinte, après plus de 600 000 ans, est de l'ordre de 0,0015mSv.an^{-1}, donc très inférieure à la valeur de référence de 0,25 mSv.an^{-1} citée dans le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2).

S'agissant des substances toxiques chimiques, leur migration est également très atténuée et seules les quelques substances mobiles comme le sélénium parviennent aux exutoires. Les concentrations maximales obtenues sont très inférieures aux normes réglementaires de qualité (NQ).

Les évaluations réalisées sur la base des meilleures connaissances disponibles confirment donc la bonne performance du système de stockage et des incidences sanitaires très inférieures aux valeurs de références fixées par le guide de sûreté n° 1 de l'ASN.



CG-TE-D-MGE-AMOA-DRD-0000-21-0407-B

Figure 4-16 *Scénario d'évolution normale – situation de référence : bilan de masse de l'Iode 129 à un million d'années après la fermeture du stockage exprimé en pourcentages de l'inventaire total initial dans les différents compartiments du système de stockage, ayant transité par le toit et le mur de la couche du Callovo-Oxfordien ou ayant transité par les formations encaissantes sus-jacentes et sous-jacentes*

Les résultats des évaluations de la situation de référence de l'évolution normale de l'installation de stockage soulignant le rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien et des incidences sanitaires sur l'homme très faibles

Les évaluations quantitatives de la situation de référence du scénario d'évolution normale fondées sur le socle de connaissances scientifiques et technologiques solide acquis sur plus d'une vingtaine d'années tant en France qu'à l'étranger permettent de vérifier la performance du système de stockage dans son ensemble tel que conçu et en tenant compte de son évolution sur le long terme.

Elles soulignent ainsi la capacité de confinement de la majorité des radionucléides et de limitation de la migration de ceux mobiles à vie longue, par le système de stockage, en particulier le rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien. Les incidences radiologiques sont très faibles, de l'ordre de 0,0015 $mSv.an^{-1}$, donc très inférieure à la valeur de référence de 0,25 $mSv.an^{-1}$ citée dans le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2), et correspondent à des temps caractéristiques de l'ordre de 600 000 ans. L'ensemble est conforme avec le principe du stockage géologique qui vise à assurer la protection de l'homme et de l'environnement sur le long terme.

4.4.2 Les résultats des évaluations des autres situations et scénarios soulignant la robustesse du stockage

4.4.2.1 Les résultats de la situation enveloppe du scénario d'évolution normale

La situation enveloppe du scénario d'évolution normale constitue, du fait des cumuls de conservatismes sur toute la chaîne de transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques depuis les colis stockés jusqu'à l'homme et l'environnement, une estimation quantifiée majorante des expositions individuelles permettant de couvrir de façon enveloppe les incertitudes résiduelles de connaissance.

Toutefois, même en considérant de telles hypothèses, la couche du Callovo-Oxfordien continue de jouer un rôle central, renforcé par la conception du stockage précitée, et le système de stockage continue de garantir la sûreté, comme souligné par les grands traits suivants :

- la grande majorité des radionucléides reste toujours confinée dans les ouvrages de stockage ou dans la couche du Callovo-Oxfordien en champ proche de ces ouvrages ;
- les quelques radionucléides qui migrent depuis le stockage dans la couche du Callovo-Oxfordien sont globalement identiques à ceux de la situation de référence (l'Iode 129, le Chlore 36 et le Sélénium 79). Leur migration se fait toujours par diffusion dominante ; les temps de transfert jusqu'aux extrémités de la couche du Callovo-Oxfordien sont néanmoins plus courts que pour la situation de référence, de l'ordre de 100 000 ans à 200 000 ans, mais les débits molaires dans le temps restent faibles et à un million d'années, la fraction de la quantité initiale de ces radionucléides qui est sortie de la couche du Callovo-Oxfordien reste limitée ;
- s'agissant des substances toxiques chimiques, seules les substances mobiles, principalement le sélénium et le bore parviennent aux exutoires, mais leurs concentrations maximales aux exutoires sont très inférieures aux normes réglementaires de qualité (NQ). Les valeurs de QD et d'ERI calculés sont également tous inférieurs aux objectifs de protection définis ;
- que ce soit vis-à-vis de l'évaluation du risques radiologique ou chimique sur la faune et la flore sauvage au niveau de la rivière de l'Ornain (seul exutoire de type naturel), le risque peut être écarté et ce dès l'application du niveau 1 de la démarche Andra définie au chapitre 4.1.4.4 du présent document.

La situation d'évolution normale enveloppe, qui constitue une estimation conservative des impacts en situation d'évolution normale du stockage confirme la robustesse du système de stockage face aux incertitudes résiduelles de connaissance.

En effet, les incidences sur la santé des personnes restent très inférieures à la valeur de référence du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2) (elles sont de l'ordre de grandeur de cette valeur pour un des exutoires « Pompage dans l'Oxfordien » (pour une classe d'âge dans le cas d'une biosphère chaude)) dans la majorité des exutoires et biosphères étudiés et le risque radiologique et lié aux substances toxiques chimiques peuvent être écartés, et ce même en cumulant les conservatismes afin de majorer les transferts des solutés dans la situation enveloppe du SEN.

4.4.2.2 Les résultats des scénarios de déviation de l'évolution normale du système de stockage

La démonstration de la robustesse du système de stockage est renforcée par les résultats des scénarios de déviation de l'évolution normale du système de stockage et de son environnement, ce d'autant que ces scénarios ont traité les deux situations notamment la situation enveloppe fondée sur les caractéristiques (enveloppes) de la couche du Callovo-Oxfordien :

- des scénarios de dysfonctionnement des scellements des ouvrages ;
- des scénarios de dysfonctionnement des conteneurs de stockage HA ;
- des scénarios d'intrusion humaine involontaires après perte de connaissance de l'existence de l'installation ;
- un scénario postulant une discontinuité non détectée dans la couche du Callovo-Oxfordien.

Les résultats des évaluations de ces scénarios soulignent encore le rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien, même avec des caractéristiques enveloppes, renforcé par la conception du stockage précitée (en particulier la modularité du stockage ou les longueurs de galeries depuis les alvéoles jusqu'aux liaisons surface-fond). Ces résultats sont pour l'essentiel similaires à ceux du scénario d'évolution normale, en termes de performances de confinement et d'incidences sanitaires résiduelles sur l'homme aux exutoires et de principaux contributeurs à la dose. L'impact de la santé humaine maximale en termes de dose annuelle reste du même ordre de grandeur que celle du scénario d'évolution normale. Ainsi à titre d'exemples illustratifs :

- en cas de dysfonctionnement des scellements par l'interface (SEA) ou par le noyau et par l'interface (*What-if*), la couche du Callovo-Oxfordien reste la voie prépondérante de migration des substances radioactives dans la plupart des cas.

  La faible perméabilité de la couche du Callovo-Oxfordien limite *de facto* les flux d'eau dans le stockage (à titre d'exemple le flux d'eau total drainé par le stockage est au maximum de quelques m^3 par an). Ces flux ne constituent donc pas un vecteur de transfert des radionucléides très important, de sorte que les longueurs de galerie de quelques centaines de mètres depuis les alvéoles jusqu'aux liaisons surface-fond permettent une atténuation de la quantité de radionucléides qui migrent dans les galeries, par effet de transfert vers la couche du Callovo-Oxfordien. À cela, s'ajoute pour les colis de déchets HA, le positionnement du quartier de stockage HA en aval hydraulique des écoulements dans l'Oxfordien carbonaté par rapport aux liaisons surface-fond qui accentue la limitation des flux d'eau dans les galeries vers les liaisons surface-fond et l'effet de transfert des radionucléides par diffusion depuis les galeries vers la couche du Callovo-Oxfordien.

  Seul le cas « extrême » du scénario *What-if* reposant sur la situation enveloppe postulant le dysfonctionnement de tous les scellements par le noyau et par l'interface conduit à une voie de transfert co-dominante entre celle par la couche du Callovo-Oxfordien et celle par les ouvrages ; cette codominance est néanmoins à relativiser dans la mesure où son occurrence intervient pendant le transitoire hydraulique gaz, et que les évaluations de sûreté sont menées en considérant des conditions saturées du stockage dès le début de la fermeture définitive ;

- en cas de perte d'étanchéité prématurée des conteneurs de stockage HA, celle-ci entraînerait un relâchement prématuré des radionucléides et des substances toxiques chimiques. Toutefois, la couche du Callovo-Oxfordien permet de toujours limiter la migration des radionucléides. La perte d'étanchéité prématurée des conteneurs de stockage HA se traduit uniquement par une date d'occurrence des débits molaires maximaux des radionucléides mobiles à vie longue aux extrémités de la couche du Callovo-Oxfordien légèrement avancée par rapport à celle du scénario d'évolution normal, mais ces débits molaires maximaux restent similaires à ceux du scénario d'évolution normale. Ainsi *in fine*, la quantité de radionucléides mobiles à vie longue arrivant aux exutoires sur le prochain million d'années et les incidences en termes d'exposition humaine sont similaires à celles du scénario d'évolution normale ;
- une éventuelle discontinuité qui n'aurait pas été détectée pourrait constituer une voie de transfert préférentielle pour les radionucléides mobilisables. Cependant du fait de la faible perméabilité de la couche du Callovo-Oxfordien, et considérant une conductivité hydraulique représentative de matériaux argileux remaniés, l'influence de la discontinuité dans le stockage resterait très limitée, à la fois en termes d'hydraulique et de transfert des solutés. Ainsi, la quasi-totalité des radionucléides contenus dans le stockage ne « verrait » pas la discontinuité ; l'impact sanitaire sur l'homme resterait uniquement lié aux quelques radionucléides mobiles à vie longue comme pour les autres scénarios et resterait très inférieur aux objectifs de protection fixés par le guide n° 1 de l'ASN ;
- pour les mêmes raisons que celles indiquées pour une éventuelle discontinuité, les intrusions humaines involontaires, même pour le cas le plus pénalisant correspondant à un forage de grande profondeur atteignant l'installation de stockage puis abandonné, ont un impact inférieur aux objectifs de protection fixés par le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2).

Les résultats des évaluations quantitatives des autres scénarios et situations que le scénario d'évolution normale de référence soulignant la robustesse du stockage

Les résultats des évaluations des scénarios et situation autres que le scénario d'évolution normale de référence soulignent le rôle central de la couche du Callovo-Oxfordien, même avec des caractéristiques enveloppes, renforcé par la conception du stockage précitée (en particulier la modularité du stockage ou les longueurs de galeries depuis les alvéoles jusqu'aux ouvrages de liaison surface-fond).

Ces résultats sont pour l'essentiel similaires à ceux du scénario d'évolution normale, en termes de performances de confinement et d'incidences radiologiques sur l'homme aux exutoires et de principaux contributeurs à la dose. L'impact de la santé humaine maximale en termes de dose annuelle reste globalement du même ordre de grandeur que celle du scénario d'évolution normale.

Dans tous les cas, pour les scénarios d'évolution altérée, *What-if* et d'intrusion humaine involontaire, les niveaux de dose maximale restent inférieurs aux niveaux susceptibles d'induire des effets déterministes et dans la plupart des cas inférieurs à la valeur de référence retenue pour le scénario d'évolution normal (0,25 mSv/an).

4.4.3 Les enseignements

4.4.3.1 Un système de stockage robuste

L'évaluation de la sûreté après fermeture vise à s'assurer de manière robuste que le système de stockage (milieu naturel, en particulier la couche du Callovo-Oxfordien, les composants ouvragés du stockage, en particulier les colis de déchets et les scellements, et l'architecture du stockage) garantit la protection de l'homme et de l'environnement dans le temps.

4.4.3.1.1 Une démarche fondée sur des exigences règlementaires de haut niveau et sur les pratiques de référence à l'international

Pour mener l'évaluation de sûreté après fermeture, l'Andra met en œuvre une démarche rigoureuse et prudente, en cohérence avec les exigences de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) et les pratiques internationales. Cette démarche a été éprouvée et enrichie au travers des nombreux dossiers remis par l'Andra et évalués par l'ASN, des revues d'experts internationales et des revues d'experts mandatées par des parties prenantes.

Les grandes lignes de cette démarche sont les suivantes :

- d'une part elle est à la fois qualitative et quantitative. Elle repose ainsi sur des arguments croisés et la quantification d'indicateurs relatifs :
  - ✓ au fondement du stockage géologique profond, comme par exemple la quantité de radionucléides qui est restée confinée dans le stockage, ou dans son champ proche dans la couche argileuse hôte, à un million d'années ou la concentration en radionucléide dans l'eau à un exutoire (pompage dans une nappe, rivière) ;
  - ✓ à l'impact sur la santé humaine, comme la dose radiologique annuelle totale à laquelle pourrait être exposé un être humain. Cette dose s'apprécie au regard de la valeur repère de 0.25 mSv, retenue par l'autorité de sûreté nucléaire comme indicateur pour le stockage de déchets radioactifs en après fermeture, elle-même inférieure à la limite de dose annuelle pour la population de 1 mSv.
- d'autre part, elle considère différentes situations et scénarios qui permettent à la fois :
  - ✓ d'évaluer la performance du stockage pour les scénarios d'évolution les plus probables, conformément aux objectifs fixés par l'ASNR pour ces situations ;
  - ✓ de couvrir de manière prudente (*i.e.* Enveloppe) les incertitudes résiduelles de connaissance sur le comportement du stockage et du milieu naturel dans le temps (par exemple en retenant des valeurs conservatives de paramètre sur le relâchement et la migration des radionucléides) ;
  - ✓ de démontrer la robustesse du stockage même en cas d'occurrence d'évènements « postulés » de manière conventionnel (« arbitraire ») et pénalisante, relatifs aux composants du stockage ou du milieu géologique (par exemple la défaillance de tous les scellements ou l'existence d'une fracture dans la roche hôte qui n'aurait pas été vue).

4.4.3.1.2 Une démarche qui repose sur des scénarios contrastés permettant d'évaluer le fonctionnement prévu du stockage ainsi que la robustesse de celui-ci face aux incertitudes de connaissance résiduelles

Le scénario d'évolution normale « de référence » permet d'évaluer la performance de sûreté attendue du stockage en se fondant sur l'état des connaissances scientifiques et technologiques disponibles, admises et issues en particulier des recherches menées par le monde académique dans le domaine de stockage mais aussi dans d'autres domaines et sur les exigences garanties par conception de l'installation. De manière prudente, ce scénario intègre également un certain nombre de représentations conservatives du stockage et de son environnement (par exemple le fait de considérer le stockage saturé d'eau dès sa fermeture alors que cette saturation ne sera atteinte que bien au-delà de plusieurs dizaines de milliers d'années, du fait notamment de la faible perméabilité de la roche hôte d'où de très faibles flux d'eau qui y circulent, ou le fait de représenter des exutoires par pompage captant la totalité des radionucléides arrivant dans une zone et non la quantité et la concentration locales autour du pompage). Afin de démontrer la robustesse de la démonstration de sûreté après fermeture vis-à-vis de la conception du stockage et des incertitudes de connaissance résiduelles, d'autres scénarios sont étudiés :

- une situation d'évolution normale « enveloppe » qui cumule des valeurs et hypothèses conservatives. Cette représentation majore le transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques depuis les colis stockés jusqu'à la biosphère puis à l'homme. Elle constitue une borne supérieure de l'impact cumulé des incertitudes résiduelles de connaissance. Elle constitue par ce choix d'hypothèses et de données conservatives, la limite du domaine d'évolution normale du système de stockage et de son environnement ;
- des scénarios de déviation de l'évolution normale, que l'on qualifie de scénarios d'évolution altérée, de scénarios *What-if*, ou de scénarios d'intrusion humaine involontaire.

Ces scénarios visent à tester la robustesse du système de stockage à une perte ou une dégradation d'une fonction de sûreté fondamentale de ce dernier, même si cette perte ou dégradation est considérée comme peu ou très peu vraisemblable. Il s'agit par exemple de la défaillance de tous les scellements ou d'une intrusion humaine involontaire dans le stockage par un forage en cas d'oubli de l'existence de ce dernier sur le long terme.

L'évaluation de sûreté présentée dans le dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo traite l'ensemble des scénarios indiqués ci-dessus, en incluant des demandes de l'ASN et de son appui technique l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) faites lors de l'instruction du « Dossier d'option de sûreté » (23, 24). Elle permet de tester plus encore la robustesse de la sûreté après fermeture, en particulier au travers de la combinatoire de conservatismes, par exemple sur les valeurs de paramètre de migration des radionucléides, ou le choix postulé de situation/scénario, comme un effondrement dans un alvéole de déchets MA-VL qui conduirait à limiter la garde de roche hôte au droit de cet alvéole.

4.4.3.1.3 Des résultats qui confirment la maîtrise du comportement des radionucléides au regard des objectifs de protection

Les résultats de l'évaluation de sûreté après fermeture confirment la capacité du stockage et du milieu géologique, plus particulièrement la roche argileuse hôte du Callovo-Oxfordien, à garantir la sûreté sur le long terme. Ils soulignent :

- le rôle central de cette roche hôte de par ses caractéristiques (faible perméabilité, capacité de rétention élevée des radionucléides, faible migration des radionucléides très solubles et non retenus du fait d'une faible diffusion, épaisseur élevée…) ;
- la complémentarité apportée par le stockage et sa conception. Cette dernière vise à garantir le maintien des caractéristiques favorables de la roche hôte (par exemple en limitant la température maximale dans la roche hôte en deçà de 100 °C autour des quartiers de déchets exothermiques, comme les déchets vitrifiés de haute activité) et à tirer parti de ces caractéristiques.

Il ressort de l'ensemble de l'évaluation de sûreté après fermeture que

- la grande majorité des radionucléides restent dans le stockage ou en son champ proche ;
- seuls quelques radionucléides, ceux à vie longue et mobiles, parviennent aux extrémités de la roche hôte puis aux exutoires, mais en quantité faible et diluée dans le temps et l'espace.

Cela est le cas pour le scénario d'évolution normale, mais aussi pour les autres scénarios, qui mobilisent peu de radionucléides du fait des caractéristiques de la roche hôte du Callovo-Oxfordien, même en prenant en compte des propriétés dégradées, et de la conception du stockage. Par exemple un forage ou une fracture de la roche hôte qui intercepte un alvéole de stockage ne mobilise qu'une fraction de la quantité de radionucléides contenus dans cet alvéole.

En termes d'indicateur de dose à l'homme, pour le scénario d'évolution normal de référence, représentatif du comportement attendu du stockage, la dose maximale est de l'ordre de 0,0015mSv/an, donc très inférieure à la valeur de référence de 0,25 mSv/an. Le scénario d'évolution normale « enveloppe » conduit à des impacts qui sont au maximum de l'ordre de grandeur de cette valeur de référence. Les niveaux de doses maximales restent très inférieurs aux niveaux susceptibles d'induire des effets déterministes dans tous les autres scénarios (SEA, *What-if*, SIHI) et dans la plupart des cas inférieurs à la valeur de référence.

En termes d'indicateurs d'évaluation du risque radiologique et chimique sur la faune et la flore sauvage, les indicateurs de quotient de danger restent très inférieurs à la valeur de 1 permettant ainsi d'écarter le risque dès le niveau 1 de l'approche graduée.

L'ensemble des résultats confirment ainsi la robustesse du système de stockage face aux incertitudes résiduelles de connaissance.

4.4.3.2 La couche du Callovo-Oxfordien : un pilier central de la sûreté après fermeture du système de stockage :

Les travaux de reconnaissance depuis la surface et dans le Laboratoire souterrain sur le milieu géologique d'implantation de l'INB Cigéo, en particulier la couche du Callovo-Oxfordien ont permis de déterminer ses caractéristiques intrinsèques et de vérifier qu'elles sont favorables à un stockage géologique de déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue. La couche du Callovo-Oxfordien dans laquelle sont implantés les ouvrages souterrains de stockage répond ainsi aux critères techniques de site du guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2).

Par ses caractéristiques géométriques et physico-chimiques intrinsèques (profondeur au-delà de 300 mètres, épaisseur supérieure à 140 mètres, faible perméabilité, capacité de rétention élevée, faibles coefficients de diffusion…), la formation du Callovo-Oxfordien dans laquelle est implantée l'installation souterraine est ainsi le composant central pour assurer la sûreté passive après fermeture et à très long terme.

À cela s'ajoutent les caractéristiques géologiques favorables du site d'implantation : sa localisation dans une zone géologique d'activité sismique très faible et dont l'évolution géodynamique interne est limitée sur le prochain million d'années, l'absence de discontinuités majeures, des faibles gradients hydrauliques verticaux dans la couche du Callovo-Oxfordien, l'absence de ressources exceptionnelles ou particulières.

La couche du Callovo-Oxfordien contribue de fait à la réalisation des deux fonctions de sûreté fondamentales pour le long terme après fermeture :

- isoler les déchets des phénomènes de surface et des actions humaines banales ;
- limiter le transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques contenus dans les déchets jusqu'à la biosphère.

4.4.3.3 La couche du Callovo-Oxfordien permet de placer les colis de déchets à l'abri des aléas naturels externes et des activités humaines banales en les éloignant de la surface

La profondeur de la couche du Callovo-Oxfordien (au-delà de 300 mètres), et des ouvrages de stockage à environ 500 mètres, protègent le système de stockage des phénomènes de surface (estimés de l'ordre de 200 mètres dans le guide de sûreté n° 1 de l'ASN (2)) sur le million d'années ou d'une intrusion humaine involontaire qualifiée de « banale[50] ». Par ailleurs, l'absence de ressource exceptionnelle et particulière du site d'implantation permet également de limiter les intrusions humaines.

De plus, le caractère « asismique » du Bassin parisien et l'évolution géodynamique interne limitée et homogène au niveau du site d'implantation de l'INB sur le prochain million d'années protègent de l'effet d'un séisme.

4.4.3.4 Les caractéristiques intrinsèques de la couche du Callovo-Oxfordien permettent de confiner dans le stockage ou en champ proche la majorité des radionucléides et substances toxiques chimiques contenus dans les colis de déchets radioactifs et de limiter la migration des quelques autres radionucléides dits mobiles à vie longue

Les caractéristiques intrinsèques de la couche du Callovo-Oxfordien permettent de limiter le transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques contenus dans les déchets.

De par sa très faible perméabilité et les faibles gradients hydrauliques, la couche du Callovo-Oxfordien limite les circulations d'eau, vecteur potentiel de dégradation des colis et de migration des radionucléides et substances toxiques chimiques relâchées par ces colis de déchets, au sein du stockage et au sein de la couche elle-même.

En effet, de faibles circulations d'eau associées aux caractéristiques géométriques et physico-chimiques de la couche du Callovo-Oxfordien (épaisseur importante, chimie de l'eau réductrice, capacité de rétention élevée…) sont favorables :

- à la limitation de la dégradation des colis stockés. En particulier, cela contribue à la limitation du relâchement des radionucléides et toxiques chimiques des déchets HA vitrifiés ;
- au maintien de la plupart des radionucléides et substances toxiques chimiques relâchés par les colis de déchets dans les ouvrages souterrains ou en champ proche des ouvrages de stockage sur le long terme ;
- à un transfert lent par diffusion et privilégié des radionucléides et des toxiques chimiques potentiellement relâchés par les colis de déchets par la couche du Callovo-Oxfordien, démontrant ainsi son rôle central.

Les résultats de l'évaluation du scénario d'évolution normale soulignent ainsi le rôle majeur de la couche du Callovo-Oxfordien dans la sûreté à long terme. La couche du Callovo-Oxfordien, pour laquelle on dispose d'un socle de connaissances très important, permet de garantir :

- le confinement de la grande majorité des radionucléides dans le stockage ou en son champ proche, du fait de ses caractéristiques favorables (épaisseur de garde saine de la couche du Callovo-Oxfordien d'au moins 50 mètres, forte capacité de rétention, transfert lent par diffusion dominante, faible solubilité des radionucléides) ;
- la limitation du transfert des quelques radionucléides qui peuvent migrer depuis le stockage, ceux mobiles à vie longue (Chlore 36, Iode 129 et Sélénium 79), en quantités (très) faibles et pour des échelles de temps de plusieurs centaines de milliers d'années.

[50] En général, ce sont des chantiers de faible profondeur (par exemple des chantiers routiers)

4.4.3.5 Les dispositions de conception préservent les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien

Des dispositions de conception sont retenues pour préserver les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien. Ce sont notamment :

- l'orientation des alvéoles de stockage et des galeries devant recevoir un scellement, selon la contrainte horizontale majeure. Cette disposition limite l'extension verticale de l'endommagement mécanique de la couche du Callovo-Oxfordien à leur pourtour (*e.g.* Champ proche) et préserve ainsi au maximum des épaisseurs de garde de Callovo-Oxfordien sain (*e.g. N*on endommagé) de part et d'autre ;
- la limitation des vides dans les alvéoles de stockage, qui concoure à limiter une éventuelle extension de la zone endommagée de la couche du Callovo-Oxfordien à leur pourtour sur le long terme ;
- la limitation des températures (inférieures à 100° C) dans la couche du Callovo-Oxfordien pour les déchets exothermiques, en particulier le quartier de stockage HA. Il s'agit d'éviter un endommagement mécanique d'origine thermique et/ou thermo-hydromécanique, et des transformations minéralogiques significatives, et limiter de facto les processus de migration des radionucléides et substances toxiques (la température étant un facteur intrinsèque d'accroissement de ces processus, comme la solubilité, la rétention, la diffusion ou la convection) ;
- le choix de scellements « passants au gaz » qui limitent la pression de gaz dans le stockage et empêche une fracturation au gaz de la couche du Callovo-Oxfordien en grand ;
- le choix de matériaux de composants ouvragés compatibles avec les caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien afin de limiter les interactions physico-chimiques, en tant que nécessaire. Il s'agit notamment du choix d'argile pour les noyaux des scellements, de facto en équilibre avec les argilites de la couche du Callovo-Oxfordien.

Par ailleurs, la couche du Callovo-Oxfordien présente par ses caractéristiques, un fort pouvoir tampon intrinsèque des perturbations chimiques, par exemple la perturbation alcaline (contact avec des matériaux et/ou des eaux cimentaires) ou la perturbation fer/argile, de sorte que ces perturbations restent limitées en champ proche du stockage et contribuent à garantir une préservation des propriétés favorables de la couche du Callovo-Oxfordien.

4.4.3.6 Des composants ouvragés conçus pour tirer parti des caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien

Si la couche du Callovo-Oxfordien joue un rôle central dans la sûreté passive à long terme après fermeture du stockage, des composants ouvragés sont conçus pour tirer parti de ses caractéristiques favorables. Ils contribuent également à assurer le bon fonctionnement du système de stockage, en jouant un rôle complémentaire à la couche du Callovo-Oxfordien. Ce sont :

- les scellements qui contribuent à la réalisation de la fonction de sûreté « s'opposer à la circulation de l'eau » et ainsi à « limiter le transfert des radionucléides et des substances toxiques chimiques contenus dans les déchets jusqu'à la biosphère » ;
- les colis de déchets vitrifiés HA qui contribuent à la fonction de sûreté « limiter le relâchement des radionucléides et les immobiliser dans les alvéoles de stockage ».

Ces composants contribuent au bon fonctionnement et à la robustesse du système de stockage en limitant le relâchement des radionucléides et toxiques chimiques et/ou leur migration hors des alvéoles, en particulier suivant la voie de transfert par les ouvrages.

4.4.3.6.1 Des scellements qui s'opposent à la circulation d'eau par les ouvrages souterrains et compatibles avec la capacité à laisser passer les gaz

Associés à la faible perméabilité de la couche du Callovo-Oxfordien et aux faibles gradients hydrauliques au sein de cette couche, les scellements contribuent à limiter les flux d'eau dans le stockage en particulier des alvéoles et quartiers de stockage vers les ouvrages de liaison surface-fond. Leur localisation au sein du stockage leur confère des rôles différenciés :

- de par leur position en sortie des ouvrages de stockage, les scellements des ouvrages de liaison surface-fond jouent le rôle le plus important parmi l'ensemble des scellements en contribuant à limiter les flux d'eau entre l'installation souterraine et les formations sus-jacentes ;
- les scellements des liaisons surface-fond tirent parti de l'absence de zone endommagée connectée (comme celle observée dans l'unité lithostratigraphique dite argileuse (UA) où sont implantés les alvéoles et les galeries) dans l'unité lithostratigraphique dite silto-carbonatée (USC) située au toit du Callovo- Oxfordien, pouvant constituer une zone de perméabilité élevée. La mise en place d'un noyau à base d'argile gonflante de faible perméabilité dans l'USC au contact direct de la couche du Callovo-Oxfordien (avec le retrait total des revêtements-soutènements) permet ainsi de concevoir des scellements dont la perméabilité globale à saturation est faible (à ce stade de l'ordre de 10^{-11} $m.s^{-1}$) et compatible avec la capacité à laisser passer le gaz ;
- les scellements dans les galeries augmentent leur résistance hydraulique et contribuent à de faibles vitesses d'écoulement d'eau dans l'installation. En cas de perte de la fonction hydraulique des scellements des liaisons surface-fond, les scellements dans les galeries contribuent à limiter les flux d'eau et les flux de radionucléides et substances toxiques chimiques transportés le long des galeries.

4.4.3.6.2 Des colis de déchets vitrifiés HA empêchant puis limitant le relâchement des radionucléides et substances chimiques toxiques

Bien que son rôle soit plus limité au regard de ceux de la couche du Callovo-Oxfordien et des scellements, le conteneur de stockage HA contribue à empêcher le relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques des colis de déchets vitrifiés.

L'Andra conçoit un conteneur de stockage HA (en tenant compte des incertitudes résiduelles de connaissances scientifiques, des limites technologiques et des facteurs économiques) pour lui conférer la plus grande durée possible d'étanchéité de manière à ne mobiliser les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien qu'après que l'activité radiologique contenue dans les déchets ait suffisamment décru.

L'Andra retient à ce stade une étanchéité à l'eau du conteneur de stockage des déchets HA vitrifiés a minima tant que la température à cœur du verre est supérieure à 50 °C pour les déchets vitrifiés du quartier pilote HA et à 70 °C pour les déchets vitrifiés du quartier de stockage HA, afin de contribuer à favoriser une dissolution lente des verres et ainsi à limiter le relâchement des radionucléides et substances toxiques chimiques dans le temps.

Ce choix correspond par ailleurs à des niveaux de température pour lesquels le comportement des radionucléides et substances toxiques chimiques dans l'alvéole et la couche du Callovo-Oxfordien est maîtrisé. En outre les effets de ces niveaux de température sur ce comportement, en particulier la migration (rétention, diffusion…) est (très) limité.

4.4.3.7 Les dispositions de conception contribuent à la sûreté à long terme du système de stockage

Si la couche du Callovo-Oxfordien joue un rôle central dans la sûreté après fermeture et à long terme, des dispositions de conception, notamment en matière d'architecture souterraine, contribuent, à ce stade, à la sûreté à long terme après fermeture. Ce sont :

- le regroupement des puits et de la base des descenderies dans une même zone d'emprise restreinte qui limitent les circulations d'eau dans le stockage en entrée-sortie par rapport à l'Oxfordien carbonaté ;
- la longueur importante des alvéoles qui favorise la voie de transfert privilégiée par la couche du Callovo-Oxfordien ;
- la longueur des galeries depuis les alvéoles jusqu'aux ouvrages de liaison surface fond qui favorise la voie de transfert privilégiée par la couche du Callovo-Oxfordien ;
- la structure générale planaire du stockage et les dimensions verticales des ouvrages de stockage aussi limitées que nécessaire par rapport aux gardes de Callovo-Oxfordien de part et d'autre des ouvrages ;
- le caractère borgne des quartiers de stockage qui contribue à limiter les écoulements dans le stockage en mobilisant préférentiellement des écoulements d'eau venant de la couche du Callovo-Oxfordien, donc des écoulements faibles ;

Ces dispositions visent à favoriser la durabilité des colis de déchets et à privilégier la voie de transfert des radionucléides et substances toxiques chimiques potentiellement relâchés des colis de stockage par la couche du Callovo-Oxfordien.

4.4.3.7.1 Le regroupement des puits et de la base des descenderies dans une même zone d'emprise restreinte

Le regroupement des puits et de la base des descenderies dans une même zone d'emprise restreinte contribue à limiter les circulations d'eau au sein du stockage, en particulier entre les différents ouvrages de liaisons surface-fond. Cette disposition favorise la mobilisation de la faible perméabilité et des (très) faibles gradients hydrauliques verticaux dans la couche du Callovo-Oxfordien, donc des flux d'eau (très) faibles.

Dans ce contexte général, la localisation du quartier de stockage HA globalement en aval hydraulique des puits et de la base des descenderies par rapport au sens des écoulements dans l'Oxfordien calcaire contribue aussi à limiter les écoulements d'eau et donc la migration de radionucléides et substances toxiques chimiques, depuis ces quartiers vers les puits et les descenderies.

4.4.3.7.2 Les longueurs significatives des alvéoles de stockage et des galeries depuis les alvéoles jusqu'aux ouvrages de liaison surface-fond

Associées aux (très) faibles flux d'eau circulant dans le stockage, les longueurs (i) des alvéoles de stockage, d'ordre pluridécamétrique pour les alvéoles de stockage HA et de plusieurs centaines de mètres pour les alvéoles de stockage MA-VL, tout en respectant l'exigence de préservation d'une garde minimale de 50 mètres de la couche de Callovo-Oxfordien, et (ii) des galeries depuis les alvéoles jusqu'aux ouvrages de liaison surface fond, de plusieurs centaines de mètre, favorisent le transfert privilégié des radionucléides et substances toxiques chimiques depuis les alvéoles de stockage ou les galeries vers la couche du Callovo-Oxfordien.

Ainsi, pour ceux qui sortent néanmoins des alvéoles de stockage vers les galeries, plus particulièrement en cas de scénario de dysfonctionnement des scellements, les longueurs des quartiers de stockage et des galeries vers les ouvrages de liaison surface-fond favorisent un transfert privilégié vers la couche du Callovo-Oxfordien et contribuent à limiter les flux de radionucléides et substances toxiques chimiques qui arriveraient au niveau des ouvrages de liaison surface-fond par les ouvrages du stockage.

4.4.3.7.3 La structure générale planaire du stockage et les dimensions verticales des ouvrages de stockage aussi limitées que nécessaire par rapport aux gardes de Callovo-Oxfordien de part et d'autre des ouvrages

Cette disposition permet de préserver des épaisseurs importantes de couche du Callovo-Oxfordien entre le stockage et les formations encaissantes (Oxfordien calcaire et Dogger), favorables à la limitation du transfert des radionucléides et substances toxiques chimiques, en termes de temps de transfert depuis le stockage jusqu'aux extrémités de la couche et de quantité de radionucléides et substances toxiques chimiques qui migrent ainsi.

4.4.3.7.4 Le caractère borgne des quartiers de stockage HA et MA-VL

Cette disposition d'architecture contribue à limiter les flux d'eau dans le stockage en mobilisant les faibles flux d'eau circulant dans la couche du Callovo-Oxfordien, notamment en cas de dysfonctionnement de tous les scellements.

Le caractère borgne des quartiers de stockage conduit à (i) favoriser une dégradation faible et lente des colis de déchets, (ii) privilégier pour les radionucléides et substances toxiques chimiques la voie de transfert (lente) par la couche du Callovo-Oxfordien, et (iii) limiter le transfert de ceux-ci *via* les ouvrages (galeries et liaisons surface-fond).

4.4.3.8 Les composants du système de stockage et leurs caractéristiques associées qui satisfont les fonctions de sûreté sont identifiés

Le tableau ci-après synthétise les fonctions de sûreté après fermeture et leur correspondance avec les principaux composants du système de stockage et les caractéristiques associées.

Tableau 4-2 Tableau de correspondance : fonctions de sûreté après fermeture/composants du système de stockage

Composants du système de stockage		Formation hôte	Architecture			Scellements		Composants ouvragés HA				Composants ouvragés MA-VL		
										Alvéole HA			Alvéole MA-VL	
Fonctions de sûreté après fermeture		Callovo-Oxfordien	Liaisons surface-fond	Quartiers	Galeries remblayées	Scellements LSF	Scellements fond	Colis primaire HA	Conteneur de stockage HA	MREA	Partie utile de l' alvéole	Colis primaire MA-VL	Partie utile de l' alvéole	Revêtements/ Soutènements (cimentaires)
Isoler les déchets des phénomènes de surface et des actions humaines														
		[1]												
Limiter le transfert jusqu'à la biosphère des radionucléides (RN) et des substances toxiques chimiques (TC)														
Laisser passer les gaz					[23]	[10]	[10]							
S'opposer à la circulation de l'eau		[2]	[6]	[7] [8]		[11]	[12] [25]							
Limiter le relâchement des RN et TC et les immobiliser dans les alvéoles	**Protéger les déchets de l'eau**								[14]	[15]				
	Limiter la mobilité des RN et TC dans l'alvéole	[3]						[13]			[16]	[17]	[16]	[16]
Retarder et atténuer la migration des radionucléides et des substances toxiques chimiques relâchés hors des alvéoles		[4] [5]		[9]							[18]		[18]	[4] [19]
Préserver les caractéristiques favorables du Callovo-Oxfordien et des composants ouvragés impliqués dans la réalisation des fonctions de sûreté après-fermeture														
Préserver les caractéristiques favorables du Callovo-Oxfordien			[21]	[8] [20] [22]	[21]						[20], [21] [26]		[20], [21] [26]	

Composants du système de stockage	Formation hôte	Architecture		Scellements		Composants ouvragés HA				Composants ouvragés MA-VL		
Préserver les caractéristiques favorables des composants ouvragés impliqués dans la réalisation des fonctions de sûreté après fermeture			[24]	[24]		[25]			[15]	[24]		[24]	[24]

[1] Profondeur, géodynamique faible, et homogène
[2]Très faible perméabilité et gradients hydrauliques verticaux faibles
[3] Chimie des eaux du Callovo-Oxfordien
[4] Capacité de rétention
[5] Transfert dominant par diffusion et épaisseur associée
[6] Regroupement des liaisons surface-fond
[7] Quartier[s) borgne[s)
[8] Distance entre quartiers exothermiques isolés des autres quartiers
[9] Architecture « planaire » des quartiers
[10] Nature et densité du noyau argileux
[11] Noyau argileux et absence de ZFC
[12] Noyau argileux et ZFC cicatrisée
[13] Verre nucléaire
[14] Étanchéité à l'eau
[15] Tampon des fluides acides provenant de la couche du Callovo-Oxfordien oxydé
[16] Environnement chimique alcalin
[17] Matrice selon les familles de déchets MA-VL
[18] Longueur des alvéoles et des galeries permettant un transfert vers la couche du Callovo-Oxfordien
[19] Épaisseur et nature du matériau cimentaire
[20] Dimensionnement THM
[21] Limitation des vides résiduels (remblayage…)
[22] Costockage physico-chimique des familles de déchets MA-VL
[23] Nature et densité du matériau de remblayage
[24] Limitation de la quantité d'acier
[25] Orientation des galeries devant recevoir un scellement
[26] Choix de matériaux des composants ouvragés compatibles avec les caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien afin de limiter les interactions physico-chimiques

4.5 Les dispositions de surveillance de l'installation souterraine mises en place dès la construction initiale en vue de la protection à long terme après la fermeture

Les dispositions de surveillance mises en œuvre sur l'INB Cigéo intègrent sa spécificité, en lien avec l'objectif de protection à long terme et des composants importants pour satisfaire cette protection à long terme qui doit être assurée de manière passive.

Ainsi, la stratégie de surveillance retenue par l'Andra intègre cet objectif à terme qui est qu'une fois l'installation souterraine fermée et scellée, le système de stockage assure les fonctions de sûreté après fermeture et à long terme et de manière passive (sans intervention).

Par ailleurs, la surveillance au regard des spécificités de l'INB Cigéo et, en particulier, vis-à-vis de la maîtrise de la sûreté après fermeture nécessite d'être mise en place également dès la construction initiale pour certains processus.

Pour cela, des dispositions de surveillance sont mises en œuvre dès la phase de construction initiale, puis pendant la phase de fonctionnement et visent notamment à s'assurer du bon comportement des différents composants naturel (cas de la couche du Callovo-Oxfordien) et ouvragés (cas de colis de déchets radioactifs par exemple) pendant ces phases.

Lors du creusement des ouvrages souterrains en particulier des descenderies et des puits, les caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien support à sa surveillance seront confortés dans le cadre de la reconnaissance à l'avancement tout au long du déploiement de l'installation souterraine. L'Andra sera alors en mesure de commencer la surveillance du comportement de la couche du Callovo-Oxfordien et ainsi vérifier que ses propriétés favorables sont préservées et que les perturbations en particulier mécaniques apportées par le creusement évoluent dans le domaine des valeurs retenu pour l'évaluation de sûreté après fermeture et à long terme (i.e. Caractérisation de la zone endommagée par le creusement).

Pour ce qui concerne les conteneurs de stockage HA, des opérations de contrôles, notamment pendant et après la soudure de la tête sur le corps du conteneur, sont mises en place dans l'installation pour garantir les exigences définies.

Pour ce qui concerne les alvéoles et colis de stockage HA vis-à-vis de la fonction « limiter le relâchement des radionucléides et des substances toxiques chimiques et les immobiliser dans le stockage », les dispositions de surveillance visent les conditions d'ambiance de l'alvéole (température, hygrométrie et présence d'eau liquide, présence d'oxygène ou d'hydrogène), la composition chimique de l'eau liquide récupérée en tête d'alvéole, les déformations des chemisages et des colis et l'état de corrosion des conteneurs. Pour les alvéoles du quartier de stockage HA, les besoins de surveillance seront réexaminés notamment au regard du retour d'expérience qui aura été capitalisé sur l'exploitation et la surveillance des alvéoles HA du quartier pilote pendant la phase industrielle pilote.

Pour ce qui concerne les alvéoles de stockage MA VL vis-à-vis de la même fonction de sûreté, l'Andra prévoit également de surveiller les conditions d'ambiance de l'alvéole ainsi que les déformations de l'alvéole et des colis, et les déplacements et l'état physico-chimique des colis.

Après publication du décret de démantèlement et de fermeture de l'INB et à l'issue des opérations préalables à la fermeture définitive de l'installation, il sera de la compétence de l'ASNR d'autoriser son passage en phase de surveillance. Cette autorisation sera délivrée au regard d'éléments complémentaires apportés par l'Andra et qui porteront notamment sur la démonstration de l'efficacité des actions de surveillance. Cette autorisation précisera également les modalités envisagées pour la conservation et la transmission de la mémoire de l'installation pendant et après la phase de surveillance.

Enfin, la surveillance après fermeture dont la durée minimale sera fixée par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) dans le décret de démantèlement et de fermeture de l'INB, comprendra des dispositifs déjà mis en place avant la fermeture définitive et maintenus si besoin après la fermeture. Elle pourra comprendre éventuellement des dispositifs complémentaires :

- tous les dispositifs de suivi après fermeture seront choisis de manière à préserver la couche du Callovo-Oxfordien afin qu'elle puisse jouer pleinement son rôle central et sans intervention vis-à-vis de la protection à long terme de l'homme et l'environnement ;
- plusieurs pistes sont à ce stade envisageables : techniques non intrusives en surface (géophysique…), mesures dans des forages instrumentés réalisés depuis la surface jusqu'à l'Oxfordien calcaire situé au-dessus de la couche du Callovo-Oxfordien.

4.6 Les dispositions mises en place pour le maintien de la mémoire du stockage après fermeture

Il est de la responsabilité de chaque génération d'exploitant, et notamment après la fermeture du stockage, de transmettre aux générations suivantes les informations détaillées dont elle dispose afin de leur permettre de comprendre les choix qui ont été opérés, ré-évaluer la sûreté à l'aune des nouvelles connaissances voire modifier tout ou partie de l'installation si elles le souhaitent, en toute connaissance de cause et à moindres frais et risques. De plus, une période de maintien de la mémoire de l'installation de stockage après sa fermeture permet de retarder la date d'occurrence d'éventuelles intrusions humaines qui seraient rendues possibles par un oubli de l'existence du stockage et des dangers qu'il présente. Le maintien de la mémoire pour un stockage de déchets radioactifs comporte ainsi deux aspects, distincts mais liés : la transmission d'informations, données et connaissances détaillées et la transmission de la connaissance de l'existence du stockage. Le principe retenu par l'Andra en matière de gestion de la mémoire repose sur la recherche de solutions techniques, institutionnelles et sociétales pour maintenir la mémoire le plus longtemps possible. Ce principe intègre le retour d'expérience acquis sur les centres de stockage de la Manche et de l'Aube.

Sur la base de son expérience au Centre de stockage de la Manche (CSM), l'Andra a développé un dispositif mémoriel de référence, appliqué aux deux centres de stockage en surface existants sous statut d'INB (le CSM et le CSA). Ce dispositif est basé d'abord sur le respect des exigences réglementaires, qui demandent notamment la réalisation d'un dossier synthétique de mémoire (DSM) et d'un dossier détaillé de mémoire (DDM). Selon la réglementation actuelle, une version préliminaire du dossier synthétique de mémoire est prévue à l'entrée en phase de démantèlement et de fermeture, dans le cadre de la demande d'autorisation de démantèlement. Une mise à jour du DSM devra être présentée, ainsi qu'un dossier détaillé de mémoire, pour le passage en phase de surveillance. Compte tenu du volume d'informations à transmettre et de la longue période de production de ces informations, le DDM est constitué au fur et à mesure de l'exploitation de l'INB) Cigéo.

Afin d'augmenter la robustesse de transmission du dispositif réglementaire et mettre la société dans son ensemble en capacité de porter la mémoire du stockage le plus loin possible dans le temps, le dispositif mémoriel de référence comporte aussi un volet extra-réglementaire, de mémoire active : il s'agit, par une multiplicité d'actions destinées aux différents publics, de transmettre la connaissance de l'existence du stockage, ainsi que l'existence d'informations détaillées à son sujet en contribuant à transmettre les éléments de connaissance scientifique et technique permettant de les comprendre et de les appréhender. Ces actions sont déjà mises en œuvre pour les centres de stockage existants visites, journées portes ouvertes, groupes de réflexion sur la mémoire, appels à projets artistiques, interventions dans les différents médias, accompagnement d'initiatives émanant de la société, etc.

La surveillance présentée plus haut (cf. Chapitre 4.5 du présent document) contribue ainsi au volet extra-réglementaire du dispositif mémoriel.

Enfin, il convient de noter que l'Andra a mis en place en 2010 le programme Mémoire pour les générations futures (59), qui couvre l'ensemble des centres de stockage de déchets radioactifs. Outre l'élaboration des dossiers réglementaires et les interactions avec la société, ce programme Mémoire comprend des études et recherches, en vue de conforter le dispositif mémoriel et en étendre la portée, ainsi que des échanges à l'international. Il a vocation à se poursuivre pendant toutes les phases temporelles de l'INB Cigéo et aussi longtemps que possible.

5

La maîtrise des risques en exploitation

5.1 La démarche générale 154
5.2 L'analyse des retours d'expériences d'installations analogues 166
5.3 L'inventaire des risques que présente l'installation et les dispositions envisagées pour leur maîtrise 170
5.4 L'analyse des conséquences des accidents éventuels pour les personnes et l'environnement 231
5.5 La présentation synthétique des systèmes de surveillance, des moyens de secours et de gestion accidentelle 248

5.1 La démarche générale

5.1.1 Une démarche similaire aux autres INB

Comme tout exploitant d'installation nucléaire de base (INB), l'Andra s'assure, dès la conception, que les dispositions techniques et organisationnelles mises en œuvre dans ses installations permettent la protection des intérêts, c'est-à-dire la protection de la sécurité, la santé et la salubrité publique ainsi que la protection de la nature et de l'environnement.

Ces dispositions visent à prévenir les accidents et à en limiter les conséquences pour toutes les situations envisagées (normales et dégradées, incidentelles et accidentelles).

Les principes, la méthodologie et les règles d'études qui sont présentés s'appuient principalement sur :

- la réglementation applicable à toute INB issue de dispositions législatives codifiées, de décrets, d'arrêtés ministériels et de décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) ;
- les règles fondamentales de sûreté (RFS) et des guides relatifs aux INB : pour certains dont la mention précise qu'ils sont « *applicables aux Installations nucléaires de base autres que les réacteurs, à l'exception des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs* » ; *ils ont* fait l'objet d'une analyse de leur transposition à l'INB Cigéo.

L'analyse de sûreté est réalisée selon une démarche déterministe et repose sur une analyse de risques et une analyse par situations de fonctionnement.

L'objectif est d'identifier les différentes situations auxquelles l'installation peut être confrontée, de les regrouper selon leur vraisemblance, et de vérifier que les moyens techniques et organisationnels qui en garantissent la maîtrise sont correctement dimensionnés. Ces situations couvrent le fonctionnement normal et le fonctionnement dégradé, les situations incidentelles et accidentelles de dimensionnement ainsi que des situations accidentelles plus complexes (situations d'extension du dimensionnement) pouvant être la résultante de plusieurs événements cumulés ou d'évènements climatiques extrêmes (notamment issus du retour d'expérience de l'accident de Fukushima).

Des analyses probabilistes complémentaires peuvent être réalisées notamment sur l'évaluation d'agressions externes, conformément aux règles fondamentales de sûreté de l'ASN (chute d'aéronef, environnement industriel et voies de communication).

Comme pour toute INB, afin de juger du caractère suffisant des mesures prises pour gérer les situations, les évaluations de conséquences sont confrontées aux objectifs de protection.

5.1.2 Les objectifs et principes

5.1.2.1 L'application du principe de défense en profondeur

Pour mémoire, conformément à l'arrêté du 7 février 2012 (15), le principe de défense en profondeur vise à se prémunir des défaillances envisagées par la mise en œuvre de niveaux de défense successifs et suffisamment indépendants (aussi appelées « barrières successives ») visant à :

- *« prévenir les incidents ;*
- *détecter les incidents et mettre en œuvre les actions permettant, d'une part, d'empêcher que ceux-ci ne conduisent à un accident et, d'autre part, de rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, d'atteindre puis de maintenir l'installation dans un état sûr ;*
- *maîtriser les accidents n'ayant pu être évités ou, à défaut, limiter leur aggravation, en reprenant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr ;*
- *gérer les situations d'accident n'ayant pas pu être maîtrisées de façon à limiter les conséquences notamment pour les personnes et l'environnement. ».*

5.1.2.2 La radioprotection et l'application du principe ALARA

La radioprotection est la protection contre les rayonnements ionisants, c'est-à-dire l'ensemble des dispositions visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes ou sur l'environnement.

La réglementation relative à la radioprotection impose une démarche d'optimisation appelée démarche ALARA (*As Low As Reasonably Achievable* : aussi faible que raisonnablement possible).

Cette démarche consiste à maintenir la dose reçue par les personnels d'exploitation et le public au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des techniques disponibles et des facteurs économiques et sociaux. Dans tous les cas, cette dose doit être inférieure aux limites réglementaires définies dans le code de la santé publique (articles L. 1333-2 et R. 1333-11 notamment).

Il est considéré trois types de population :

- les travailleurs classés : il s'agit des personnes exerçant une activité en zone délimitée (du point de vue de la radioprotection) ;
- le public : il s'agit des personnes susceptibles d'être présentes à proximité de l'INB lors d'un éventuel évènement survenant au sein de l'INB ;
- le groupe de référence : il s'agit d'un groupe d'individus dont l'exposition à une source est assez uniforme et représentative de celle des individus qui, parmi la population, sont plus particulièrement exposés à ladite source[51].

5.1.2.3 Les objectifs de protection pour l'évaluation des impacts sur l'homme

5.1.2.3.1 Les objectifs de radioprotection

Les objectifs de radioprotection sont fixés en fonction du risque de dissémination des substances radioactives et du risque d'exposition aux rayonnements ionisants.

L'Andra s'appuie sur les recommandations édictées par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Le principe d'optimisation sous contrainte de dose, en tenant compte des facteurs économiques et sociaux (ALARA), s'applique à la protection des travailleurs et du public vis-à-vis des rayonnements ionisants pendant l'exploitation. Les notions de dose, utilisées dans le cadre de la protection contre les rayonnements, sont définies dans le code de la santé publique (articles L. 1333-2 et R. 1333-11 notamment).

Les objectifs de protection vis-à-vis des risques radiologiques en situations normales et dégradées, ainsi que ceux retenus pour les situations incidentelles et accidentelles, sont présentés dans le tableau ci-après.

[51] Cf. Annexe 13-7 du code de la santé publique

Tableau 5-1 Objectifs de protection vis-à-vis des risques radiologiques en exploitation

	Personnel classé en zone délimitée[52]	Public –groupe de référence « habitants »
Situations normales et en mode dégradé	Dose[53] inférieure à 5 mSv/an avec l'objectif d'optimiser à moins de 2 mSv/an pour l'essentiel des postes de travail ALARA	Dose inférieure ou égale à 0,25 mSv/an Absence de rejets non concertés Rejets concertés suivant autorisations de rejets
Dimensionnement		
Situations incidentelles de dimensionnement	Dose inférieure à 10 mSv/incident ALARA	**Court terme (24h)*** : dose inférieure ou égale à 0,1 mSv. **Moyen terme (1 an)**** : dose inférieure ou égale à 0,25 mSv.
Situations accidentelles de dimensionnement	Dose inférieure à 20 mSv/accident ALARA	**Court terme (24h)*** : dose de l'ordre du mSv. **Moyen terme (1 an)**** : dose inférieure à 1 mSv. **Long terme (durée de vie entière) ***** : dose inférieure à 10 mSv.
Extension du dimensionnement		
Situations accidentelles d'extension du dimensionnement	ALARA	**Court terme (24 h)** * : dose inférieure à 10 mSv.

** La dose efficace est calculée sur la base des expositions externes (dues au panache et au dépôt) et par inhalation (uniquement due au panache).*

*** La dose efficace est calculée sur la base des expositions (exposition externe et ingestion) uniquement dues aux dépôts, pendant une durée d'exposition de 1 an (déduction faite de la phase court terme).*

**** La dose efficace est calculée sur la base des expositions (exposition externe et ingestion) uniquement dues aux dépôts (déduction faite de la phase moyen terme) pour une durée de vie entière (50 ans pour l'adulte et 70 ans pour les enfants).*

Pour les cas de situations accidentelles qui engendreraient des rejets continus sur une longue durée (1 an), l'Andra retient la valeur de 10 mSv.

En cohérence avec à l'article 3.7.I de l'arrêté du 7 février 2012 (15) disposant que « en cas de rejet de substances radioactives le justifiant, l'estimation inclut les doses équivalentes à la thyroïde », aucun objectif de protection n'est considéré et aucune estimation de doses équivalentes à la thyroïde n'est réalisée. En effet, pour l'INB Cigéo, les inventaires d'iodes radioactifs contenus dans les colis ne sont pas susceptibles, en situation accidentelle, d'être à l'origine d'émissions significatives d'iode radioactif et, en l'occurrence, conduisent à des doses équivalentes à la thyroïde très inférieures à la valeur seuil de 50 mSv définie par l'article D. 1333-84 du code de la santé publique.

[52] Zones délimitées au titre de l'article R. 4451-24 : l'employeur délimite, par des moyens adaptés, les zones surveillées, contrôlées ou radon qu'il a identifié et en limite l'accès.

[53] Le terme dose correspond à la dose efficace corps entier

Concernant la contamination des denrées agricoles, en situation accidentelle, des calculs d'activités massiques sont réalisés sur les denrées alimentaires consommées par le groupe de référence (situé dans les villages avoisinants). Ces calculs sont réalisés à court terme (durée de 24 heures) : contamination des végétaux et contamination des produits d'origine animale (lait par exemple). Les activités massiques maximales sont alors comparées à celles indiquées dans le règlement Euratom 2016/52 fixant les niveaux maximaux admissibles de contamination radioactive pour les denrées alimentaires et les aliments pour animaux après un accident nucléaire ou dans toute autre situation d'urgence radiologique (60).

Les incidences sur la santé de l'homme s'apprécient en tenant compte de la catégorisation des scénarios, et du caractère chronique ou ponctuel des expositions. Cette appréciation prend également en compte le degré de conservatisme des hypothèses et données de l'évaluation et l'analyse des efforts sur la conception du stockage pour que les expositions individuelles soient aussi faibles que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

En ce qui concerne le gaz radon, l'Andra s'appuie sur les recommandations de la directive 2013/59/Euratom du 5 décembre 2013 (61) qui précise que pour les lieux publics et les lieux de travail la concentration moyenne annuelle en gaz radon doit être inférieure à 300 $Bq.m^{-3}$.

5.1.2.3.2 Les objectifs de protection pour les risques non radiologiques

L'intensité des phénomènes dangereux non radiologiques est définie par rapport à des valeurs de référence exprimées sous forme de seuils d'effets toxiques, d'effets de surpression, d'effets thermiques et d'effets liés à l'impact d'un projectile sur les hommes et les structures. Les valeurs de référence utilisées sont celles des seuils des effets irréversibles (SEI) pour l'homme figurant à l'annexe II de l'arrêté du 29 septembre 2005 (62) :

- seuils des effets irréversibles pour les effets toxiques ;
- 50 mbar pour les effets de surpression ;
- 3 kW/m^2 pour les effets thermiques.

Les conséquences des phénomènes dangereux sur les fonctions de sûreté de l'installation sont prises en compte au titre de l'analyse des agressions internes.

5.1.2.4 Les fonctions de protection des intérêts

L'arrêté du 7 février 2012 introduit la notion de fonction nécessaire à la démonstration de la protection des intérêts, c'est-à-dire la protection de la sécurité, de la santé et de la salubrité publiques, de la nature et de l'environnement vis-à-vis des risques induits par les déchets (en particulier, leur radioactivité) (15). Il est distingué plusieurs fonctions de protection selon les intérêts à protéger :

- les fonctions liées aux risques radiologiques (aussi appelées fonctions de sûreté) ;
- les fonctions liées aux risques non radiologiques ;
- les fonctions liées aux inconvénients[54].

[54] Il s'agit de la maîtrise des impacts occasionnées par l'installation sur la santé et l'environnement du fait des prélèvements d'eau et des rejets, de la maîtrise des nuisances occasionnées par l'installation sur la santé et l'environnement (bruits, poussières, etc.) et de la surveillance des effets de l'installation sur l'environnement. (elles ne font pas l'objet de l'étude de maîtrise des risques).

5.1.2.4.1 Les fonctions de sûreté

Pendant la phase de fonctionnement de l'INB, la protection vis-à-vis des risques induits par la radioactivité des déchets est assurée par des fonctions de sûreté. Les fonctions de sûreté concernent, pour mémoire (cf. Chapitre 3.4.2 du présent document) :

- le confinement des substances radioactives[55] ;
- la protection des personnes contre l'exposition aux rayonnements ionisants ;
- la maîtrise de la sûreté vis-à-vis du risque de criticité ;
- l'évacuation de la puissance thermique des déchets ;
- la maîtrise des risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et par corrosion.

5.1.2.4.2 Les fonctions liées aux risques non radiologiques

Les fonctions liées aux risques non radiologiques concernent :

- le confinement des substances dangereuses (solides, liquides ou gazeuses)[56] ;
- la protection des personnes et de l'environnement à l'égard des phénomènes dangereux suivants : effets toxiques, effets de surpressions, effets thermiques.

5.1.3 La méthodologie pour la démonstration de sûreté en exploitation

La démonstration de sûreté en exploitation est réalisée par l'Andra selon une démarche déterministe et repose sur différentes étapes, explicitées dans les chapitres suivants :

- l'analyse de risques, c'est-à-dire l'étude méthodique de l'ensemble des phénomènes physiques d'origines interne et externe susceptibles d'affecter l'installation ;
- l'analyse par situations de fonctionnement, c'est-à-dire l'étude méthodique des évènements vraisemblables susceptibles d'affecter l'installation ;
- l'évaluation des impacts radiologiques et non radiologiques des différentes situations de fonctionnement, afin de vérifier le respect des objectifs de protection et la capacité à gérer les situations accidentelles et post-accidentelles, le tout dans l'objectif de juger de l'acceptabilité des situations.

La démonstration de sûreté porte sur l'ensemble de l'installation. Elle prend en compte les risques liés aux opérations de construction et d'exploitation.

5.1.3.1 Les données d'entrée prises en compte dans la démonstration de sûreté en exploitation en ce qui concerne les colis de déchets radioactifs

La connaissance des colis de déchets radioactifs (cf. Chapitre 3.4.1 du présent document) est prise en données d'entrée des études de conception et de sûreté. Elles valent pour tout l'inventaire de référence, donc pour les colis de déchets stockés durant toute la phase de fonctionnement.

[55] Les substances radioactives font référence aux radionucléides
[56] Les substances dangereuses sont définies comme tout liquide, gaz ou solide qui présente un risque pour la santé ou la sécurité des travailleurs.

5.1.3.2 L'analyse des risques

Les analyses de risques s'appuient sur l'état de l'art, les meilleures techniques disponibles pour chacun des risques étudiés et en particulier les guides de l'ASN et les référentiels de sûreté applicables à toute INB (cf. Chapitre 3.2 du présent document).et transposées entièrement à l'INB Cigéo ou partiellement à l'INB Cigéo compte-tenu de sa particularité (ouvrages en souterrain, progressivité de l'installation). À titre illustratif, la RFS relative aux chutes d'aéronefs est appliquée uniquement aux installations nucléaires dans les zones de l'INB Cigéo en surface.

5.1.3.2.1 Le panorama des risques

Le panorama des risques analysés pendant le fonctionnement de l'installation (cf. Chapitre 5.3.1 du présent document) est issu des prescriptions fixées par l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB (15), à savoir :

- article 3.4 : la démonstration de sûreté nucléaire présente la manière dont les fonctions suivantes sont assurées :
  - ✓ la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne ;
  - ✓ l'évacuation de la puissance thermique issue des substances radioactives et des réactions nucléaires ;
  - ✓ le confinement des substances radioactives ;
  - ✓ la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants.
- à l'étude de ces quatre risques dits « risques internes nucléaires », l'Andra ajoute l'étude des risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et par corrosion ;
- article 3.5 : les agressions internes à prendre en considération dans la démonstration de sûreté nucléaire comprennent :
  - ✓ les émissions de projectiles, notamment celles induites par la défaillance de matériels tournants ;
  - ✓ les défaillances d'équipements sous pression ;
  - ✓ les collisions et chutes de charges ;
  - ✓ les explosions ;
  - ✓ les incendies ;
  - ✓ les émissions de substances dangereuses ;
  - ✓ les inondations trouvant leur origine dans le périmètre de l'installation nucléaire de base ;
  - ✓ les interférences électromagnétiques ;
  - ✓ les actes de malveillance [57];
  - ✓ toute autre agression interne que l'exploitant identifie ou, le cas échéant, que l'Autorité de sûreté nucléaire juge nécessaire de prendre en compte. À ce titre, l'Andra a ajouté l'étude des risques liés à la perte des utilités suivantes :
    - les risques liés à la perte de l'alimentation électrique ;
    - les risques liés à la perte des fluides ;
    - les risques liés à la perte de la ventilation ;
    - les risques liés à la perte de la surveillance ;
    - les risques liés à la perte du contrôle-commande.
  - ✓ les cumuls plausibles entre les agressions ci-dessus.

[57] Les risques liés aux actes de malveillance ne sont pas développés dans ce document et font l'objet d'un dossier séparé selon les règles applicables au secret de la défense nationale.

- article 3.6 : les agressions externes à prendre en considération dans la démonstration de sûreté nucléaire comprennent :
  - ✓ les risques induits par les activités industrielles et les voies de communication, dont les explosions, les émissions de substances dangereuses et les chutes d'aéronefs ;
  - ✓ le séisme ;
  - ✓ la foudre et les interférences électromagnétiques ;
  - ✓ les conditions météorologiques ou climatiques extrêmes ;
  - ✓ les incendies ;
  - ✓ les inondations trouvant leur origine à l'extérieur du périmètre de l'installation nucléaire de base, y compris leur effet dynamique ;
  - ✓ les actes de malveillance[58] ;
  - ✓ toute autre agression externe que l'exploitant identifie ou, le cas échéant, que l'Autorité de sûreté nucléaire juge nécessaire de prendre en compte :
    - les cumuls plausibles entre les agressions ci-avant.
- à ces trois grandes catégories de risques (risques internes nucléaires, risques liés aux agressions internes, risques liés aux agressions externes), l'Andra ajoute l'étude des risques spécifiques suivants :
  - ✓ les risques conventionnels liés à la construction initiale et aux essais préalables à la mise en service de l'INB, en réponse à l'article 4-9-1 l'annexe à la décision n° 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires (63) ;
  - ✓ les risques liés à la coactivité travaux/exploitation nucléaire ;
  - ✓ les risques liés aux facteurs organisationnels et humains (FOH).

L'analyse de l'ensemble des risques conduit à définir les dispositions techniques et organisationnelles permettant d'en assurer leur maîtrise (dispositions de prévention, de protection, de limitation des conséquences). Le panorama des risques est détaillé au chapitre 5.3 du présent document.

5.1.3.2.2 L'analyse par situations de fonctionnement

Plusieurs situations de fonctionnement sont envisagées :

- des situations dites de fonctionnement normal et de fonctionnement dégradé ;
- des situations incidentelles et accidentelles résultant d'une défaillance, ou d'un évènement interne ou externe ;
- des situations accidentelles aggravées, plus sévères[59] en termes de conséquences sur l'homme ou l'environnement et résultant de cumuls d'événements ou d'événements extrêmes d'origine externe, appelées « situations du domaine d'extension du dimensionnement (cf. Encadré ci-dessous) » ;
- de situations exclues compte tenu du nombre important de dispositions de conception, de construction et d'exploitation permettant de les écarter avec un haut niveau de confiance.

Une fois que les situations sont classées selon leur vraisemblance, la démonstration de sûreté consiste à identifier, parmi celles-ci, les situations dites « enveloppes » afin d'évaluer leur impact potentiel sur les intérêts protégés (personnes et environnement) et de vérifier :

- que les évènements vraisemblables n'ont que des conséquences mineures ;
- que les objectifs de protection sont respectés ;
- qu'il existe des marges suffisantes vis-à-vis de ces objectifs de protection ;
- que les moyens techniques, humains et organisationnels qui garantissent la maîtrise de ces situations sont correctement dimensionnés.

[58] Les risques liés aux actes de malveillance ne sont pas développés dans ce document et font l'objet d'un dossier séparé selon les règles applicables au secret de la défense nationale.

[59] Les accidents et catastrophes majeurs présentés dans la « Pièce 6 - Étude d'impact du projet global Cigéo » cité en référence (50) correspondent à des situations accidentelles ou des situations accidentelles plus sévères (aggravées).

Les situations dites « enveloppes » sont des situations dont les conséquences possibles pour l'homme et l'environnement sont les plus défavorables par rapport à d'autres situations similaires. Le caractère enveloppe d'une situation est notamment défini en fonction de la quantité et des caractéristiques des substances radioactives susceptibles d'être mises en jeu ainsi que des dispositions de sûreté valorisées pour chacune des situations retenues.

Dans le cas contraire, des dispositions de sûreté sont mises en place en vue de prévenir cette situation ou en limiter d'avantage ses conséquences.

LES SITUATIONS DU DOMAINE D'EXTENSION DU DIMENSIONNEMENT DITES « SEVÈRES »

Afin de vérifier la robustesse de l'installation et de mettre en place d'éventuelles dispositions de protection complémentaires pour limiter le relâchement de radionucléides, l'Andra analyse des situations peu vraisemblables qui pourraient conduire à une dégradation significative de l'état de l'installation et/ou au relâchement de radionucléides à des niveaux plus importants qu'en situations accidentelles.

Ce type de situations accidentelles aggravées, plus sévères, appelées « situations du domaine d'extension du dimensionnement[60] », peut survenir à la suite de défaillances multiples de dispositions de sûreté ou d'aléas naturels extrêmes d'une intensité nettement supérieure à celle retenue dans le dimensionnement (*via* le retour d'expérience de l'accident de Fukushima, notamment). Les aléas naturels pris en compte pour l'analyse des situations extrêmes de l'INB Cigéo sont :

- le séisme ;
- l'inondation externe ;
- le cumul du séisme et de l'inondation externe induite ;
- d'autres phénomènes naturels extrêmes comme les températures extrêmes, les vents violents et les tornades, la grêle, la foudre et la neige (aléas considérés unitairement ou en cumul) ;
- de plus, une analyse des conséquences de la perte des alimentations électriques (y compris le cas de perte totale des alimentations électriques externes et internes) ainsi que la perte de systèmes fluides (ventilation, refroidissement/chauffage…) est effectuée au titre de l'analyse des situations extrêmes.

Parmi ces situations, sont notamment identifiées des situations d'urgence nécessitant la mise en place d'une organisation et des dispositions matérielles qui dimensionnent le plan d'urgence interne (PUI).

[60] Au stade des options de sûreté, les situations du domaine d'extension du dimensionnement étaient nommées situations de dimensionnement du PUI.

5.1.3.3 L'évaluation de l'impact sur l'homme des situations accidentelles

5.1.3.3.1 Évaluation de l'impact radiologique des situations accidentelles

a) Localisation des émissions et des groupes exposés

Les conséquences des situations accidentelles sont analysées en prenant en compte des personnes localisées à différents endroits. Il s'agit :

- des personnes situées à l'extérieur et à proximité de la clôture de l'INB ;
- des habitants du village de Bure pour des évènements conduisant à un rejet par l'émissaire de l'installation souterraine au niveau de la zone puits ;
- des habitants des villages de Saudron, Mandres ou Bure pour des évènements conduisant à un rejet *via* la cheminée ou la façade du bâtiment nucléaire[61] de surface localisé sur la zone descenderie.

Ces localisations sont retenues dans les évaluations car les concentrations calculées y sont maximales pour les populations selon l'émissaire de rejets considéré. Il est considéré que la direction du vent, au moment de la survenue de l'évènement et pendant toute la durée du rejet, est orientée vers les localisations précisées ci-après.

Trois classes d'âge sont étudiées dans le cadre des évaluations des conséquences sur l'homme en situation d'accident, à savoir l'adulte, l'enfant de 10 ans et l'enfant de 1 an.

[61] Les évaluations réalisées pour les rejets en façade ne concernent que les habitants de Saudron.

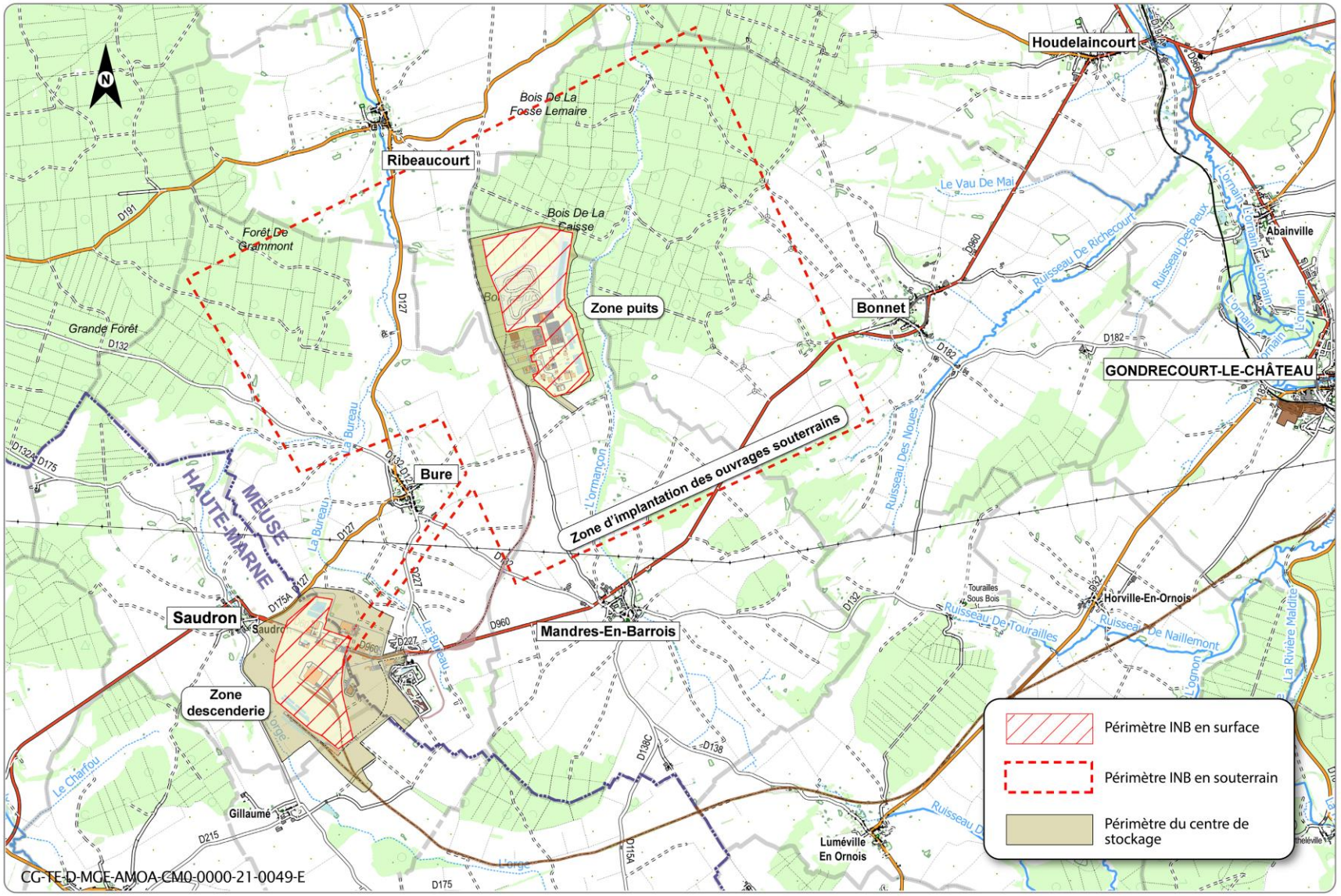


Figure 5-1 *Localisation des villages cibles de Saudron, Mandres et Bure par rapport aux zones descenderie et puits*

b) Voies d'exposition

Afin d'évaluer les conséquences associées à des rejets de radionucléides, il est retenu différentes voies d'exposition pour l'Homme (cf. Figure 5-2) :

- une exposition liée au rejet se produisant au moment de l'évènement. Cette exposition prend en compte :
  - ✓ l'irradiation/exposition externe par immersion dans le panache (extérieur et intérieur des habitations) ;
  - ✓ l'inhalation durant le passage dans le panache (présence extérieure) ;
- une exposition liée aux dépôts de radionucléides engendrée par ce rejet :
  - ✓ l'irradiation/exposition externe secondaire due à l'activité des sols à la suite de dépôts atmosphériques en extérieur ;
  - ✓ l'ingestion de produits végétaux pour lesquels l'activité résulte principalement des dépôts d'aérosols et gouttes de pluie (voie directe) mais aussi des transferts racinaires à partir du sol (voie indirecte ou racinaire), et qui conduit à une exposition interne par ingestion ;
  - ✓ l'ingestion de produits provenant d'animaux qui ont consommé des aliments exposés.

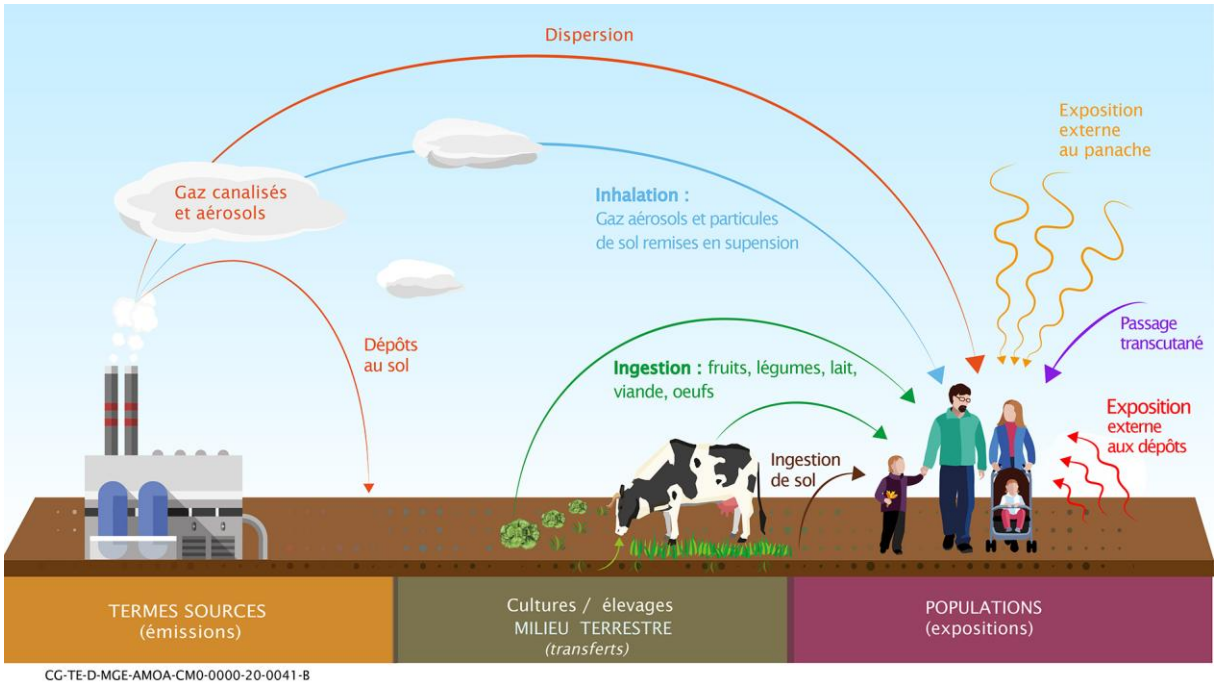


Figure 5-2 *Représentation schématique des voies de transfert et d'exposition des émissions atmosphériques*

c) Échelles de temps

Pour mémoire et conformément à l'arrêté du 7 février 2012 (15), trois durées d'exposition sont étudiées pour les évaluations de risque sanitaire radiologique aux populations.

Elles sont présentées ci-avant au chapitre 5.1.2.3.1 du présent document.

d) Modélisation

Le logiciel utilisé pour modéliser la dispersion atmosphérique des radionucléides est la plateforme de calcul CERES (Code d'évaluations rapides environnementales et sanitaires) version 6.2.14, basé sur un modèle gaussien, et en particulier le module MITHRA dédié aux situations accidentelles[62].

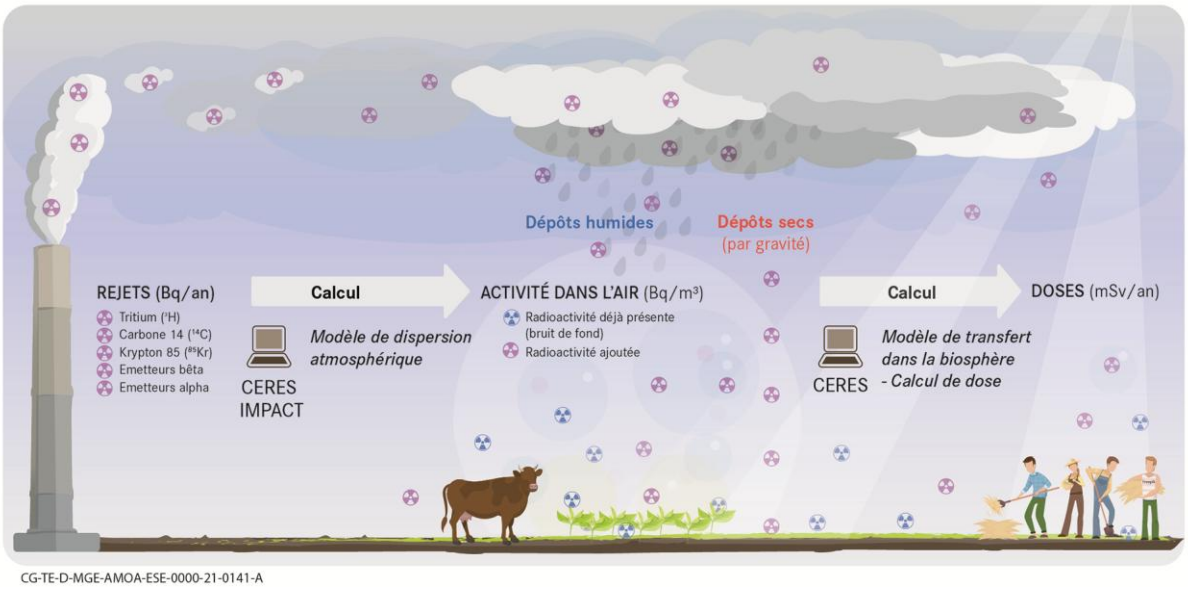


Figure 5-3 Codes de calcul utilisés pour modéliser la dispersion atmosphérique

5.1.3.3.2 Évaluation de l'impact non radiologique des situations accidentelles

L'impact non radiologique fait référence à l'impact des toxiques chimiques contenus dans les colis de déchets. Les toxiques chimiques pris en compte sont les suivants : Arsenic, Bore, Béryllium, Cadmium, Cyanure libre, Chrome, Mercure, Nickel, Plomb, Antimoine, Sélénium et Uranium.

La méthodologie d'évaluation des impacts non radiologiques est similaire à l'évaluation des impacts radiologiques.

Pour les évaluations de l'impact non radiologique, les évaluations sont effectuées à l'aide du code de calcul IMPACT développé par ARIA Technologies[63], qui modélise uniquement la dispersion atmosphérique (résultats exprimés en concentration dans l'air (mg/m³) et dépôts au sol (mg/m²)).

[62] CERES couple le modèle de dispersion atmosphérique avec le modèle de transferts au travers des chaînes agro-alimentaires vers l'Homme et il permet ainsi de calculer les doses directement à partir des rejets. CERES est également le logiciel de référence du Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Il a déjà été analysé par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et son support technique l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

[63] Les deux codes montrent des résultats similaires avec des différences inférieures à l'ordre de grandeur

5.2 L'analyse des retours d'expériences d'installations analogues

5.2.1 Le retour d'expérience tiré des accidents étrangers - WIPP et Asse

5.2.1.1 Le WIPP (États-unis)

Le WIPP est un centre de stockage profond pour des déchets radioactifs à vie longue d'origine militaire. Il est situé dans une formation salifère à environ 700 mètres de profondeur et a été mis en exploitation en 1999.

En 2014, deux évènements ont, successivement et à un intervalle de temps court, affecté les installations :

- un incendie dans une galerie au fond lié à un défaut de maintenance sur un camion de transport de sel issu des activités de creusement, doublé d'un défaut d'alarme et d'un défaut de procédure de crise ;
- une réaction exothermique à l'intérieur d'un colis de déchets stocké dans une autre galerie ayant provoqué un relâchement de radioactivité à l'extérieur, en surface, *via* la ventilation.

Il n'y a pas eu d'incidences radioactives sur les populations, mais l'exploitation a été arrêtée. Les activités de mise en place des déchets ont repris en janvier 2017, après la mise en œuvre de mesures correctives et leur approbation des autorités.

Le retour d'expérience du WIPP réalisé notamment par l'IRSN, met en avant plusieurs points repris pour l'INB Cigéo :

- l'importance de la maîtrise du contenu des colis de déchets. Dans les mesures prises pour garantir la sûreté en phase de fonctionnement de l'INB Cigéo, l'Andra définit, en application de la réglementation française, des spécifications d'acceptation des colis qui seront jointes à la demande d'autorisation de création (DAC). Le respect de ces spécifications est garanti par un processus d'acceptation des colis, incluant des contrôles par les producteurs de déchets et par l'Andra, dont certains sont déjà réalisés, afin de garantir dès à présent la maîtrise du contenu et du comportement des colis ;
- la nécessité de prévoir des dispositions de surveillance permettant de détecter suffisamment tôt une anomalie et de prévoir à la conception de l'installation les dispositions qui permettront de limiter les conséquences d'éventuelles dérives survenant en exploitation ;
- la séparation physique dans l'installation souterraine de l'INB Cigéo entre la zone travaux (où des engins thermiques peuvent se trouver) et la zone d'exploitation nucléaire (où aucun engin thermique se trouve), permettant de minimiser le risque d'incendie dans la zone d'exploitation et qui serait lié à un départ de feu dans la zone travaux ;
- l'organisation de l'INB, notamment en termes de responsabilités, favorisant une gestion rapide et efficace des situations accidentelles.

5.2.1.2 La mine de Asse (Allemagne)

Asse est une ancienne mine de sel reconvertie en stockage de déchets radioactifs en utilisant en l'état différentes cavités d'exploitation du sel. De la saumure contaminée provenant de la dissolution du sel par l'eau a été détectée dès 1994, soulignant un risque de venue d'eau et un éventuel un risque d'effondrement des cavités par dissolution du sel. Cela a entraîné l'arrêt définitif du stockage de déchets radioactifs dans la mine d'Asse. L'Allemagne a depuis étudié plusieurs options pour la gestion du site de Asse suite à l'accident et a relancé la recherche d'un site en vue de l'enfouissement de ses déchets radioactifs.

L'INB Cigéo est conçue dès le départ pour le stockage de déchets radioactifs ; ainsi elle n'utilise pas de cavités existantes ; des dispositions sont prises pour permettre la récupérabilité des colis de déchets ; les risques d'infiltration d'eau dans la formation argileuse du Callovo-Oxfordien où est implantée l'installation souterraine de l'INB Cigéo sont très faibles, voire inexistants en regard de la nature de la formation et du site géologique ; la conception des ouvrages de liaison surface-fond limite le risque d'infiltration d'eau dans l'installation souterraine, et si cela devait se produire, au-delà des dispositifs de récupération d'eau mis en place, les effets sur la tenue des ouvrages souterraine seraient limités du fait de la présence de revêtements/soutènements et de leur dimensionnement prudent ; Enfin, une séparation totale de la zone d'exploitation nucléaire et de la zone où sont effectués les travaux de creusement est également retenue pour l'INB Cigéo, afin d'éviter les risques liés à une coactivité entre la mise en stockage des colis de déchets radioactifs et le creusement des galeries et alvéoles.

5.2.2 Le retour d'expérience tirés de Stocamine (France)

Il existe des différences fondamentales entre l'INB Cigéo et Stocamine.

Stocamine est une ancienne mine d'exploitation de sel reconvertie en stockage de déchets industriels chimiques reçus dans des sacs (« big-bags ») ou dans des fûts métalliques, parfois stockés sur des palettes en bois, par son propriétaire (Mine de Potasse d'Alsace) vers la fin de son exploitation. Il n'y a pas de revêtement des galeries et des alvéoles. Des piliers de soutènement et des renforts (cerclages, boulons…) sont utilisés localement. Les cavités creusées dans le sel se referment relativement rapidement sous la déformation de fluage importante de la roche.

Stocamine a connu un incendie en septembre 2002, provoqué par des échauffements internes au sein de déchets chimiques provenant d'un entrepôt de produits phytosanitaires incendié (usine Solupack).

Comme pour le WIPP, cet accident a souligné plusieurs points fondamentaux retenus dans la conception et l'exploitation de l'INB Cigéo :

- l'importance du processus d'acceptation des colis en stockage. L'Andra acceptera uniquement des colis qui respectent les spécifications d'acceptation. Le processus d'acceptation sera instruit, autorisé et contrôlé par l'ASNR. Il a pour objectif de garantir la qualité des colis stockés et le respect de la démonstration de sûreté ;
- la mise en œuvre de dispositions de surveillance, de prévention et de lutte contre l'incendie, ainsi que la séparation entre la zone travaux et la zone d'exploitation nucléaire dans l'installation souterraine ;
- la prise en compte des facteurs humains dans les analyses de risques et la gestion des situations accidentelles.

Par ailleurs, l'INB Cigéo :

- est conçue spécifiquement pour le stockage de déchets radioactifs, sur la base de 30 années d'études et de recherches encadrées par la loi menées par l'Andra afin de garantir la protection durable de la santé des personnes et de l'environnement. Il s'agit de déchets radioactifs conditionnés (cimentés, compactés, vitrifiés…) produits conformément à des accords délivrés par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) et dont la qualité fait l'objet de contrôles et d'actions de surveillance par les producteurs de déchets et par l'Andra. Ces contrôles sont destinés à vérifier le respect de spécifications d'acceptation des colis dans l'INB ;
- la conception du stockage prévoit, pour toutes les galeries et alvéoles de l'INB, des revêtements et des soutènements pour « contenir » les déformations de la roche argileuse dont le Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne a montré qu'elles étaient faibles et très lentes ;

- pendant la phase de fonctionnement du stockage de durée d'ordre séculaire, la robustesse de la conception garantit le maintien des jeux de manutention, le passage des équipements et la disponibilité des cheminements, qui associés à la robustesse des colis rend possible le retrait des colis stockés ;
- est implantée dans une formation argileuse profonde, sur un site vierge où il n'y a jamais eu d'exploitation minière par le passé. Le site ne contient aucune ressource de caractère exceptionnel ou particulier. Les travaux menés au Laboratoire souterrain, à proximité du site d'implantation du futur stockage, montrent que la formation argileuse du Callovo-Oxfordien retenue présente toutes les qualités pour accueillir un stockage de déchets radioactifs (très faible perméabilité, très faible diffusion, capacité de rétention élevée de radionucléides, épaisseur importante entre 140 mètres et 160 mètres...). À l'issue de son fonctionnement l'installation souterraine sera fermée par des ouvrages de scellement, à base d'argile naturelle, l'argile gonflante, connue pour ses remarquables caractéristiques hydraulique et hydromécanique (très faible perméabilité, capacités de gonflement et de plasticité élevées, robustesse à des sollicitations physiques – pression d'eau, pression, de gaz, déformations et contraintes - caractérisée notamment par une capacité d'auto-cicatrisation hydraulique et hydromécanique), qui limiteront la circulation de l'eau et la diffusion des radionucléides issus de la dégradation progressive des colis de déchets radioactifs.

5.2.3 Le retour d'expérience tirés des accidents lors du creusement progressif du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne

L'analyse approfondie des accidents survenus au sein du Laboratoire de recherche souterrain du centre de Meuse/Haute-Marne est systématiquement conduite par l'Andra. Des experts indépendants peuvent en outre être missionnés pour les accidents les plus graves. De façon générale, tous les accidents intervenus dans le Laboratoire souterrain, quelle que soit leur nature et leur gravité, ont été analysés et des actions correctives ont été mises en place.

Le Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne a connu deux accidents graves ayant entraîné chacun la mort d'un opérateur : l'un en 2002 lors du creusement du puits principal du Laboratoire (chute d'une plaque en acier) et l'autre en 2016 lors d'une opération de conformation d'un parement de galerie, opération réalisée sans problème particulier plusieurs dizaines de fois auparavant (chute d'un bloc de roche).

Les facteurs de ces deux accidents mortels ont été analysés. Ils relèvent de problématiques de chantiers de travaux souterrains ; Ils sont sans lien ni ne remettent en cause les caractéristiques du milieu géologique et les fondamentaux du stockage. Ils ont néanmoins conduit à retenir des dispositions dans le Laboratoire souterrain, puis à retenir ou à conforter des dispositions pour la conception et l'exploitation de l'installation souterraine de l'INB Cigéo. Ces dispositions sont diverses :

- l'utilisation privilégiée du tunnelier plein face pour le creusement des descenderies et des galeries d'accès, donc sans présence humaine en front de taille. Pour les autres méthodes de creusement retenues pour certains autres ouvrages, comme les alvéoles MA-VL, les intervenants ne pourront pas s'approcher d'un front de creusement qui ne serait pas complètement soutenu, comme c'est déjà le cas dans le Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne dans lequel le tunnelier plein face ne peut être utilisé ;
- les réalisations distinctes des activités de creusement de celles d'exploitation (mise en stockage des colis), ce qui est un facteur de sécurité majeur. Le stockage intervient dans des zones sûres après stabilisation des parois suite aux travaux de creusement ;
- La mise en œuvre de dispositifs de surveillance des opérations de réalisation des ouvrages souterrains, et de tenue de ces derniers ;
- la prise en compte des facteurs humains dans les analyses de risques relatifs aux travaux souterrains et la gestion des situations accidentelles afférentes.

5.2.4 Le retour d'expérience tiré de l'accident de Fukushima-Daiichi (Japon)

Au titre de la définition des situations de fonctionnement de l'installation, des situations extrêmes associées à des aléas naturels (séisme, pluie, tornade…) d'une intensité nettement supérieure à celle envisagée pour les situations jugées plausibles ont été analysées et des dispositions techniques ou organisationnelles spécifiques ont été retenues.

L'analyse de ces situations se base sur une approche semblable aux Évaluations complémentaires de sûreté (ECS) effectuées pour les installations nucléaires de base françaises à la suite de l'accident qui a affecté la centrale nucléaire japonaise de Fukushima-Daiichi le 11 mars 2011 (64).

Les dispositions techniques et organisationnelles retenues pour l'INB Cigéo concernent principalement :

- la maîtrise des risques de ruines du génie civil de certains locaux ou d'équipements lourds situés en hauteur et susceptibles d'agresser les colis de déchets ou les emballages de transport ;
- des dispositions particulières associées à la possibilité d'accès à certains locaux de l'installation ou à la possibilité d'acheminement de certains équipements (ex : groupes électrogènes de secours, zone de pose pour hélicoptère) et de personnel sur le site afin d'assurer la gestion de crise en cas de situations extrêmes (locaux dédiés à la gestion de crise dans le bâtiment santé/sécurité/environnement tels que le Poste de Commandement Central permettant l'accueil des acteurs externes en cas de crise).

5.2.5 Les retours d'expérience tirés de la conception d'autres installations similaires

La conception de l'INB Cigéo intègre le retour d'expérience tiré de la conception d'installations similaires, c'est-à-dire mettant en œuvre, par exemple, des procédés ou des risques analogues[64].

5.2.5.1 Le retour d'expérience concernant les opérations de manutention

Les opérations de manutention et de levage représentent l'essentiel des opérations réalisées dans l'INB Cigéo. À ce titre, de nombreux équipements participent au process nucléaire tels que des ponts de manutention, des palonniers et grappins, des hottes, des chariots, des transbordeurs, des robots pousseurs, un funiculaire, etc.

L'Andra a retenu des enseignements tirés des échanges avec les exploitants nucléaires (EDF, CEA, Orano) ainsi qu'avec des constructeurs de transport par câble tels que POMA[65] les principes suivants :

- la minimisation des hauteurs de levage, autant que faire se peut, de manière à ce que les charges manutentionnées soient résistantes à la hauteur de chute ;
- les transferts sur rails, autant que faire se peut, pour limiter les opérations de levage ;
- la redondance des dispositifs de freinage complétée par un dispositif de sécurité passif (butoir en fin de course) pour pallier les risques liés au transfert des hottes sur le funiculaire.

---

64 Il est par exemple possible de citer l'atelier de compactage des coques (ACC) de l'Établissement Orano La Hague qui assure le compactage puis le conditionnement en colis standards de déchets compactés (CSD-C) des coques et embouts et des déchets technologiques ou encore l'installation de conditionnement et d'entreposage des déchets activés ICEDA EDF, qui assure le conditionnement en conteneurs (dit « C1PG^{SP} ») et l'entreposage de déchets activés en attente d'exutoire définitif.

65 POMA est un leader du transport par câbles, notamment pour le transport de voyageurs en montagne.

5.2.5.2 Le retour d'expérience concernant les protections radiologiques

Le retour d'expérience général des installations nucléaires de base en matière de protection contre les risques d'exposition aux rayonnements ionisants est cohérent avec les trois principes fondamentaux édictés par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) visant à protéger efficacement l'individu contre les risques associés à une exposition aux rayonnements ionisants (principes de justification, d'optimisation et de limitation).

Elle suggère notamment de positionner les protections radiologiques au plus près des sources afin de limiter autant que faire se peut les zones inaccessibles de l'installation ou encore de favoriser les opérations à distance des sources radioactives.

Sur la base de ce REX, l'Andra retient les principes suivants en ce qui concerne la radioprotection :

- les dispositions de protection collective sont toujours prioritaires sur les dispositions de protection individuelles ;
- les opérations à distance sont privilégiées : le process retenu favorise autant que faire se peut les télé-opérations et les moyens de manutention automatisés ;
- dans le cas où les opérations à distance ne pourraient être privilégiées, le choix des matériaux, du dimensionnement et de la localisation des protections radiologiques est adapté aux risques résiduels.

5.2.5.3 Le retour d'expérience concernant la maîtrise du risque incendie

Outre le retour d'expérience tiré des enseignements des accidents ayant mis en jeu des incendies (cf. Chapitre 5.2 du présent document), le risque d'incendie a été intégré dès les premières études de conception de l'INB, avec en particulier le principe de séparation physique des zones d'exploitation nucléaire et travaux.

5.3 L'inventaire des risques que présente l'installation et les dispositions envisagées pour leur maîtrise

5.3.1 Le panorama des risques en exploitation

Ce chapitre présente un inventaire des risques que présente l'installation, d'origines tant interne qu'externe ainsi que la présentation des dispositions envisagées pour la maîtrise des risques, comprenant la prévention des accidents et la limitation des leurs effets.

L'identification des risques constitue la première étape de la démarche d'analyse des risques.

La liste des risques à analyser *a minima* est présentée aux articles 3.4 à 3.6 de l'arrêté du 7 février 2012 (15). Elle est complétée en tant que de besoin au regard des spécificités de l'installation ou de son environnement.

Le panorama des risques en exploitation est présenté au chapitre 5.1.3.2.1 du présent document.

5.3.2 Les risques internes nucléaires

5.3.2.1 Les risques liés à la dissémination de substances radioactives

5.3.2.1.1 Description

Les risques liés à la dissémination de substances radioactives sont dus à la présence de substances radioactives au sein des colis de déchets, substances contenues à l'intérieur même des colis ou potentiellement présentes en quantité limitée à leur surface (il est alors fait référence à la notion de contamination surfacique labile). Le risque de dissémination découle de l'éventualité, lors des opérations d'exploitation, d'une migration de ces substances radioactives vers les locaux de travail et l'environnement.

En fonctionnement normal et mode dégradé, les risques proviennent de la présence de contamination surfacique labile des colis et emballages de transport reçus dans l'INB ainsi que des déchets solides et effluents liquides produits lors de l'exploitation de l'installation.

En situations incidentelles ou accidentelles, les risques de dissémination sont liés à une agression d'origine interne ou externe susceptible de mobiliser *a minima* la contamination surfacique labile (externe), voire d'endommager les barrières de confinement des substances radioactives.

5.3.2.1.2 Localisation

Les risques liés à la dissémination de substances radioactives concernent les zones dans lesquelles cheminent les colis de déchets :

- les locaux du bâtiment nucléaire de surface à déchargement vertical appelé EP1 (cellules de déchargement des emballages de transport, cellule de préparation des colis de déchets, etc.), cf. Figure 5-4) ;
- les locaux de process du bâtiment de réception des emballages de transport à déchargement horizontal appelé ET-H ;
- les liaisons surface-fond (descenderie colis pour les hottes de transfert des colis HA et MA-VL, descenderie de service pour les fûts de déchets d'exploitation) ;
- l'installation souterraine (galeries de transfert des hottes dans la zone de soutien logistique exploitation, galeries de liaison et d'accès aux alvéoles HA et MA-VL, alvéoles MA-VL, leurs locaux de filtration et les galeries de retour d'air, alvéoles HA et local d'entreposage des déchets d'exploitation).

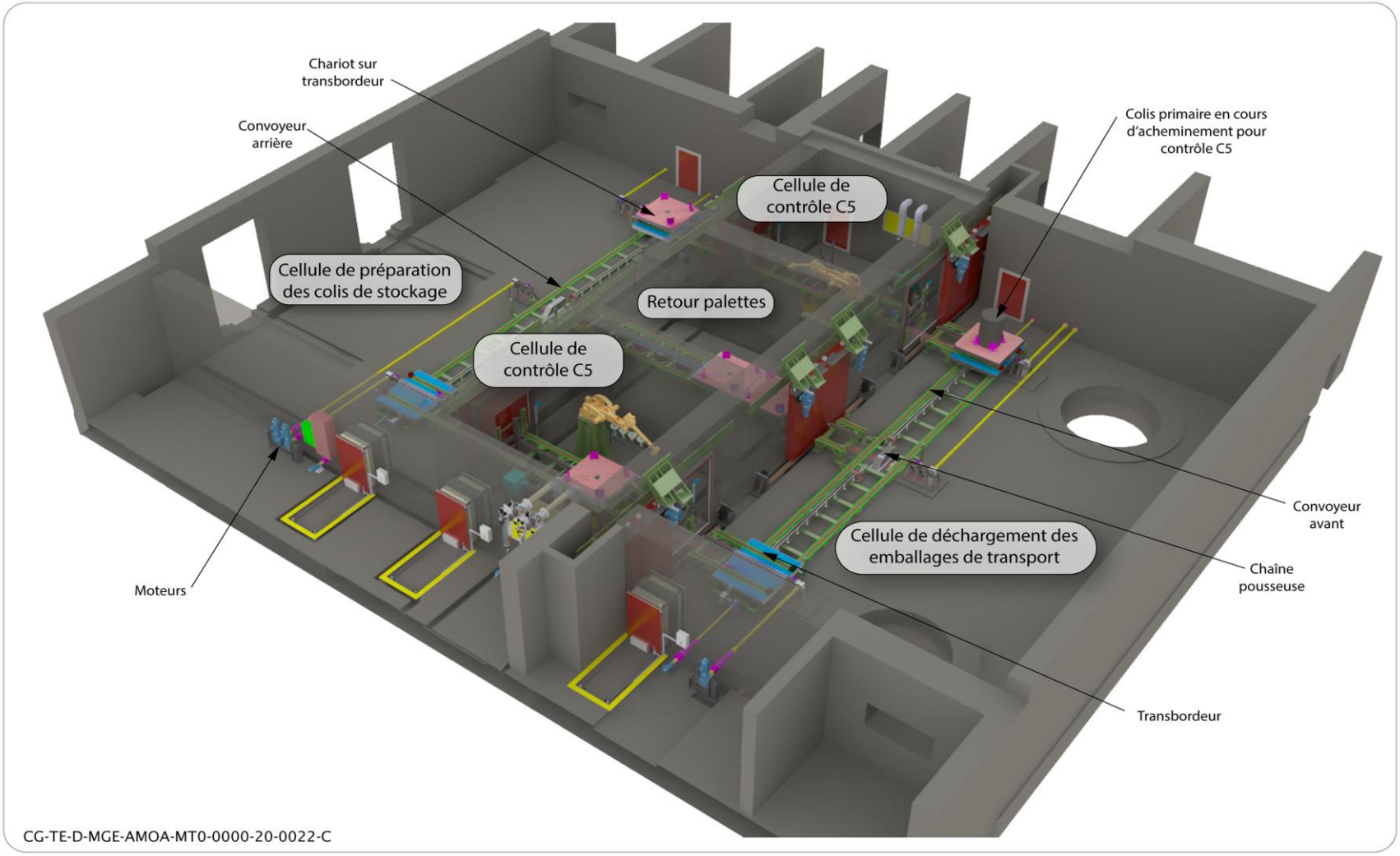


Figure 5-4 Illustration de locaux du bâtiment nucléaire de surface (zone descenderie)

5.3.2.1.3 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

En fonctionnement normal et mode dégradé, c'est-à-dire en l'absence d'incident, la remise en suspension de substances radioactives potentiellement présentes en surface des colis (contamination surfacique labile) peut être à l'origine d'une dissémination.

Afin de maîtriser cette remise en suspension, la contamination surfacique labile des colis de déchets radioactifs est limitée au sein de l'INB à 4 $Bq.cm^{-2}$ en radionucléides émetteurs beta/gamma et 0,4 $Bq.cm^{-2}$ en radionucléides émetteurs alpha (application des critères adoptés par la réglementation française en matière de contamination des systèmes de transport) et contrôlée régulièrement au cours des différentes étapes de manutention.

La maîtrise des risques liés à la dissémination de substances radioactives est assurée par la mise en place de barrières et de systèmes de confinement passifs et actifs entre les radionucléides et l'environnement pour maintenir un niveau de contamination aussi faible que possible dans les locaux et pour limiter les rejets de radionucléides à l'extérieur de l'installation.

» NOTIONS DE BARRIERE DE CONFINEMENT ET DE SYSTEME DE CONFINEMENT

Une barrière de confinement est une structure garantissant des limites physiques à un volume présentant un environnement radiologique particulier et permettant de prévenir ou de limiter la contamination radioactive hors de ce volume.

Un système de confinement est un ensemble cohérent de barrière(s) physique(s) et/ou de systèmes de confinement dynamique (ventilation).

L'INB Cigéo est organisée en systèmes de confinement.

Un premier système de confinement est conçu pour assurer un confinement aussi total que possible des substances radioactives de manière à éviter une dissémination de la radioactivité dans les zones de circulation du personnel ou dans l'environnement. Il comprend une ou plusieurs barrières statiques : le colis (primaire et éventuellement de stockage en fonction du type de déchets et du mode de stockage retenu) pour les déchets HA ou MA-VL ainsi que par les équipements ou enveloppes de conditionnement en contact direct des colis de déchets et effluents d'exploitation.

Le second système de confinement, lorsqu'il est requis, peut être constitué de barrières statiques complémentaires (notamment les hottes MA-VL) et, éventuellement complété par un système de confinement dynamique, selon les zones de l'installation et les procédés mis en jeu. Le confinement dynamique permet de pallier les défauts d'étanchéité. Il est assuré par le système de ventilation, qui impose un sens de circulation d'air et maintient une dépression à l'intérieur des zones contrôlées présentant un risque potentiel de contamination radioactive (locaux à risque maximum). Le système de ventilation est également équipé d'un ou plusieurs étages de filtration à très haute efficacité (THE) en fonction des risques de contamination radioactive (cf. Figure 5-5). Le système de ventilation permet ainsi d'éviter des rejets vers l'extérieur en retenant plus de 99 % des aérosols radioactifs dans l'installation.

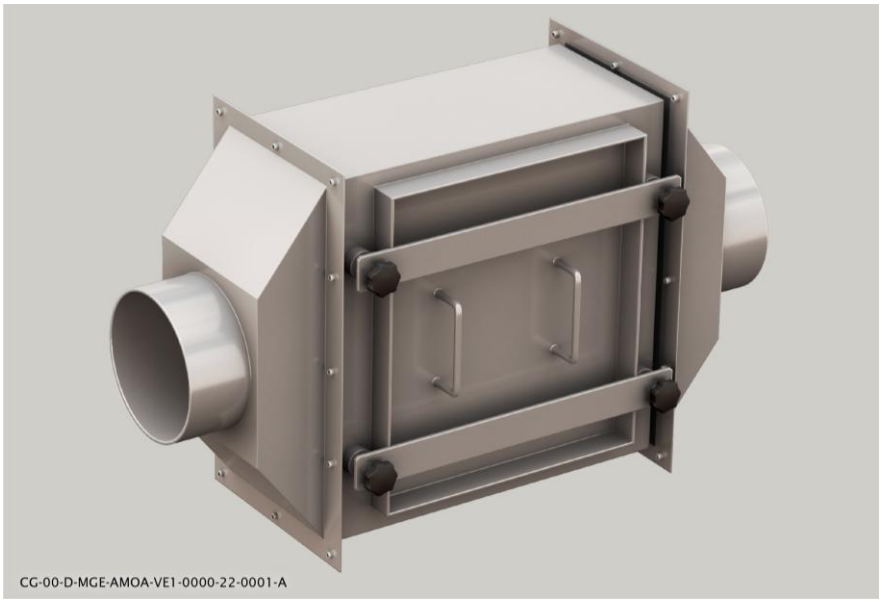


Figure 5-5 *Illustration d'un caisson de filtration Très Haute Efficacité (THE) de l'air de ventilation*

Les dispositions prises vis-à-vis des risques de dissémination des substances radioactives en fonction des situations de fonctionnement sont les suivants :

- présence de deux barrières de confinement indépendantes pour les situations normales et dégradées ;
- maintien en permanence d'au moins une barrière de confinement pour les situations incidentelles et accidentelles.



Figure 5-6 *Illustration du premier système de confinement associé au déchet HA en colis de stockage*

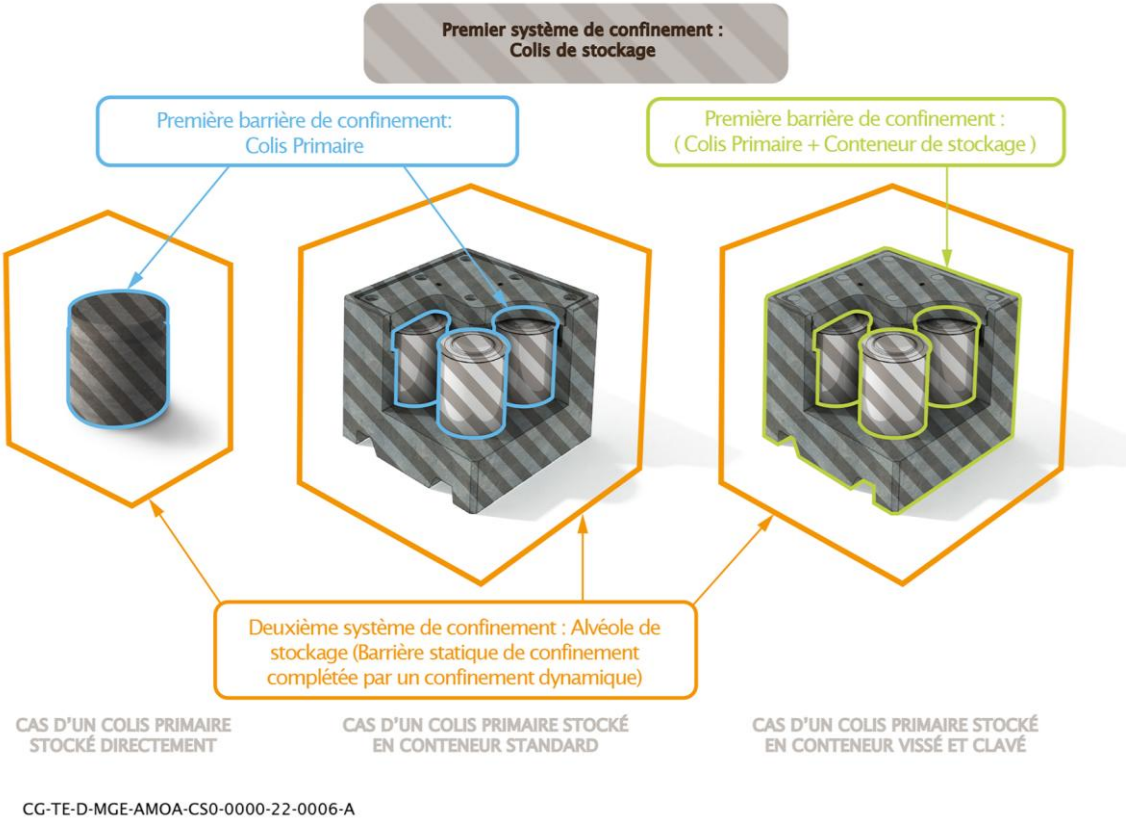


Figure 5-7 *Illustration des systèmes de confinement des colis de déchets MA-VL stockés en alvéoles de stockage en fonction du mode de stockage retenu*

b) Surveillance

Le premier système de confinement statique est surveillé au travers des contrôles des colis dans l'installation de surface avant transfert dans l'installation souterraine et d'une surveillance radiologique des locaux dans lesquels transitent, sont entreposés ou stockés ces colis de déchets radioactifs.

Le second système de confinement est surveillé par l'intermédiaire de contrôles des barrières de confinement statiques et par une surveillance du bon fonctionnement du système de ventilation assurant le confinement dynamique.

c) Limitation des conséquences

Le premier système de confinement assure le confinement des substances radioactives en fonctionnement normal.

En situations accidentelles mettant éventuellement en défaut le premier système de confinement, le second système permet de limiter les conséquences de la perte du premier système de confinement.

Les caractéristiques des colis HA réceptionnés permettent d'exclure la dégradation de la fonction de confinement portée par les colis primaires et les colis de stockage lors des opérations de mise en stockage ou dans l'alvéole de stockage une fois le colis stocké jusqu'à la fin de la phase de fonctionnement.

Pour les colis MA-VL, en cas d'altération du premier système de confinement, la limitation des conséquences est assurée par le second système de confinement. Par exemple, l'enceinte de confinement des hottes MA-VL continue de jouer son rôle de deuxième système de confinement quels que soient les scénarios d'agressions envisagés dans le cadre de leur dimensionnement (chute, choc, collision, incendie, séisme…).

5.3.2.2 Les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants

5.3.2.2.1 Description

Les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants peuvent être d'origine interne ou externe.

L'exposition externe résulte principalement de l'exposition à des radionucléides émetteurs de rayonnements ionisants contenus dans les colis de déchets.

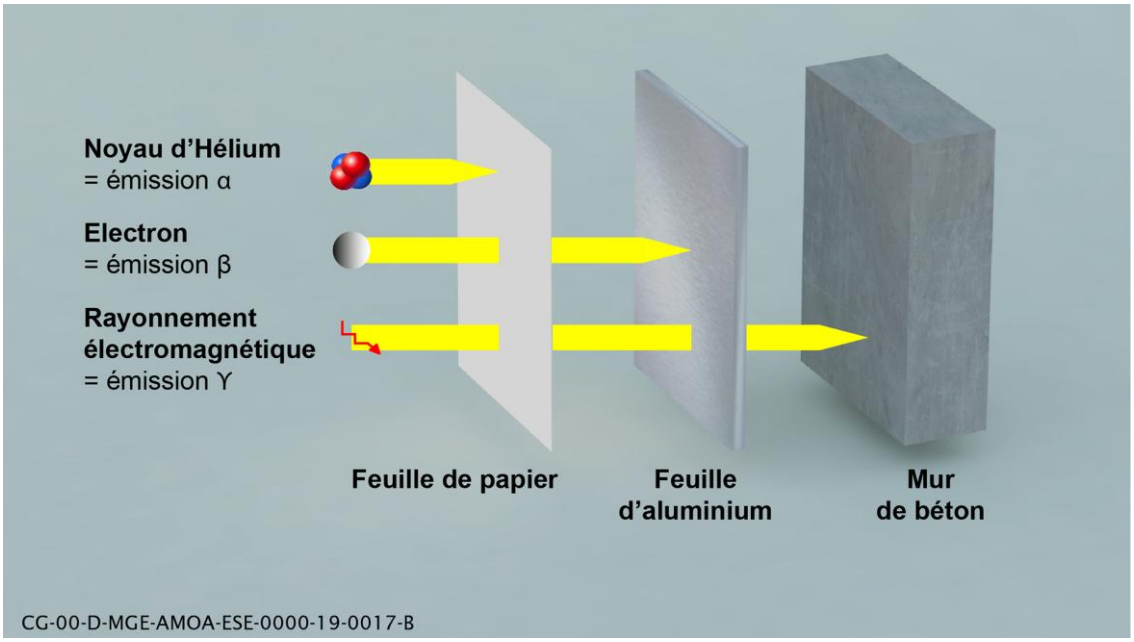


Figure 5-8 *Illustration du pouvoir de pénétration des différents rayonnements ionisants*

Dans le cas de l'exposition interne, la source de rayonnements ionisants est à l'intérieur de l'organisme : c'est le résultat de l'ingestion ou de l'inhalation de radionucléides.

En fonctionnement normal ou en mode dégradé, les opérations susceptibles d'entraîner une exposition externe sont essentiellement celles nécessitant la présence d'opérateurs à proximité de sources radiologiques : elles peuvent être courantes (réception et déchargement des convois, préparation et déchargement des emballages) ou plus occasionnelles (gestion des déchets et traitement des effluents, contrôle/surveillance de radioprotection). En situation incidentelle ou accidentelle, les risques sont liés à des interventions réalisées à proximité des sources radiologiques.

Le risque d'exposition interne en fonctionnement normal et en mode dégradé est lié essentiellement à la mise en suspension et aux transferts par contact de la contamination présente à la surface extérieure des colis de déchets. Le risque d'exposition interne est essentiellement lié à une éventuelle dissémination des radionucléides provenant des colis de déchets en cas d'accident pouvant impacter le colis.

5.3.2.2.2 Localisation

L'exposition aux rayonnements ionisants concerne principalement les personnes qui peuvent se trouver à proximité de sources radiologiques (principalement les travailleurs). Les principales sources de rayonnements proviennent des colis HA et MA-VL.

Les autres sources de rayonnements sont constituées par les sources de contrôle et d'étalonnage des matériels de contrôle et de surveillance radiologique, les filtres des systèmes de ventilation susceptibles de capter des aérosols radioactifs ainsi que des effluents liquides et des déchets potentiellement contaminés générés liés à l'exploitation de l'INB.

5.3.2.2.3 Dispositions de maîtrise du risque

a) Prévention

Les principes de limitation des expositions individuelles aux rayonnements ionisants et d'optimisation de la dose collective sont appliqués en application des principes présentés au chapitre 5.1.2.2 du présent document.

La maîtrise des risques d'exposition aux rayonnements ionisants est ainsi assurée par le zonage radiologique de l'installation, le respect de la réglementation relative à la radioprotection des travailleurs et le principe d'optimisation ALARA, qui consiste à prendre toutes les dispositions raisonnablement possibles pour minimiser l'exposition des personnes :

- des optimisations techniques :
  - ✓ minimisation de l'intensité de la source d'exposition (*via* l'entreposage préalable des colis sur les sites des producteurs, par exemple) ;
  - ✓ séparation des zones de circulation du personnel et des zones de circulation des colis ;
  - ✓ interdiction d'accès aux cellules et locaux contenant des colis (maintenus fermés mécaniquement et accès conditionné aux débits de dose ambiants régnant dans la cellule) ;
  - ✓ interposition d'écrans de protection entre les sources radiologiques et les personnes, adaptés aux types de rayonnements ;
  - ✓ dimensionnement et intégration de protections radiologiques au génie civil (murs des bâtiments et ouvrages) et aux équipements (emballages de transport, portes et hottes blindées, façades d'accostage des alvéoles MA-VL, bouchons de radioprotection des alvéoles HA, etc.). Par exemple, les emballages de transport sont conçus pour que le débit de dose à 2 m de ces emballages soit inférieur à 0,1 $mSv.h^{-1}$. Cette conception des emballages permet de garantir l'absence d'incidence sur la santé humaine pour une exposition même prolongée de plusieurs jours ;
  - ✓ opérations déportées (éloignement du personnel des sources radioactives) ou automatisées et supervisées à distance depuis la salle de conduite centralisée (opérations réalisées directement sur les colis primaires : déchargement des emballages de transport, confection des colis de stockage ou sur les colis de stockage : entreposage des colis, transfert et mise en alvéole de stockage, etc.).
- des optimisations organisationnelles :
  - ✓ limitation de la fréquence et/ou de la durée des expositions ;
  - ✓ limitation des interventions au contact des sources radioactives ;
  - ✓ augmentation des protections individuelles ou collectives.

En tout état de cause, l'exposition des personnes ne peut dépasser les limites réglementaires.

b) Surveillance

La surveillance de la contamination ou de l'exposition externe est assurée par des balises (mesure en temps réel, en différé, de la contamination ou du débit de dose). La mise en œuvre de ces balises est dépendante de la localisation des postes de travail, du process et des risques identifiés au sein de ces zones. Elles sont couplées avec des alarmes (visuelles, sonores) permettant de prévenir le personnel d'une situation anormale.

Les différents moyens de surveillance sont présentés ci-dessous :

- pour la surveillance des locaux :
  - ✓ la surveillance des locaux repose sur un réseau de balises fixes de surveillance du débit de dose implantées dans les zones de travail fréquentes pour les travailleurs ;
  - ✓ des balises de surveillance de la contamination atmosphérique (aérosols radioactifs) sont positionnées à poste fixe ;

- ✓ dans les locaux à risques ponctuels ou pour réaliser des interventions particulières, des balises mobiles peuvent être raccordées au système de la surveillance radiologique ;
- ✓ les différents appareils déclenchent des alarmes sonores et lumineuses locales en cas de dépassement de seuil ou en cas de mauvais fonctionnement. Dès lors, les balises qui conditionnent l'accès à certains locaux ne permettent plus d'assurer leurs asservissements ou ne peuvent permettre la poursuite des opérations sans la mise en place de moyens de substitution ;

- pour la surveillance du personnel : le personnel est muni d'équipements permettant de surveiller leur exposition aux rayonnements ionisants (appelés dosimètres) et ils sont soumis à un contrôle médical régulier.

c) Limitation des conséquences

Les principales dispositions pour limiter les conséquences en termes d'exposition externe et interne reposent sur des modalités d'intervention adaptées (protection du personnel intervenant en cas de contamination, intervention du service de radioprotection, recours à des moyens téléopérés ou robotisés pour l'évacuation des sources radiologiques…) et un dimensionnement suffisant des locaux et équipements ayant une fonction liée à la radioprotection.

5.3.2.3 Les risques liés à la criticité

5.3.2.3.1 Description

Les risques liés à la criticité sont les risques de déclenchement intempestif d'une réaction nucléaire en chaîne auto-entretenue, contrairement à ce qui arrive dans un réacteur nucléaire où la réaction est initiée, contrôlée et entretenue. Cette réaction est liée au fait que certains éléments présents dans les colis de déchets, comme l'isotope ^{235}U ou les isotopes ^{239}Pu et ^{241}Pu, présentent la propriété de pouvoir fissionner.

Afin de comprendre le phénomène de fission, il faut rappeler qu'un atome est constitué d'un noyau autour duquel gravitent des charges négatives nommées « électrons ». Le noyau est lui constitué de charges positives (protons) et neutres (neutrons). Le phénomène de fission nucléaire, c'est l'impact d'un neutron, lancé à très grande vitesse contre le noyau, qui provoque l'éclatement ou « fission » de ce dernier. Il en résulte l'éjection de deux noyaux plus légers ainsi que de plusieurs neutrons. Ces derniers peuvent alors provoquer de nouvelles fissions d'autres noyaux, libérant de nouveaux neutrons et ainsi de suite.

L'accident de criticité est lié à la présence de matières fissiles dans les déchets et s'accompagne d'un dégagement considérable de rayonnements, de chaleur et d'un relâchement de produits de fission gazeux et d'aérosols.

Les matières fissiles présentes dans les déchets sont de l'uranium, du plutonium ou un mélange uranium/plutonium. La forme physico-chimique de ces matières est principalement du métal ou de l'oxyde sous forme de poudre. Elles sont conditionnées dans des colis primaires. Ces colis primaires peuvent également être disposés dans des emballages de transport ou des conteneurs de stockage.

L'ampleur d'un accident de criticité est proportionnelle à la masse de matières fissiles en jeu. Lorsqu'il s'agit de colis de déchets, cette masse reste limitée car les matières fissiles sont des matières valorisables pour la production d'énergie et donc par principe, l'industrie limitera au plus leurs teneurs dans les déchets.

5.3.2.3.2 Localisation

Le risque de criticité concerne potentiellement toutes les zones dans lesquelles les colis de déchets contenant des matières fissiles transitent, sont entreposés, manipulés ou stockés.

5.3.2.3.3 Dispositions de maîtrise du risque

a) Prévention

Conformément au principe de défense en profondeur, il est défini et mis en œuvre des dispositions matérielles, organisationnelles ou humaines permettant d'exclure tout accident de criticité et de surveiller l'installation afin de détecter toute dérive susceptible de remettre en cause la maîtrise du risque.

Pour la majorité des familles de colis de déchets à stocker dans l'INB Cigéo, pour toute la phase de fonctionnement, les modes de contrôle génériques retenus sont le contrôle par la masse de matières fissiles associé à la géométrie des colis (primaires ou de stockage) et des zones d'entreposage tampon ou de stockage selon la configuration.

b) Surveillance

Le respect des masses maximales admissibles et de la géométrie (cotes) est assuré par le processus d'acceptation des colis.

Les moyens de contrôle mis en place dans l'INB ou en amont sont les suivants :

- pour les colis primaires :
  - ✓ comptabilité des matières fissiles *via* un logiciel de traçabilité ;
  - ✓ surveillance des géométries des colis primaires (programme de surveillance) ;
  - ✓ vérification des conditions d'entreposage.
- pour les colis de stockage :
  - ✓ contrôle dimensionnel des conteneurs de stockage ;
  - ✓ contrôle des conditions d'entreposage et de stockage.

Si un colis est détecté avec une non-conformité au cours d'un des différents contrôles, il est alors isolé dans un des locaux dédiés dans l'attente d'une décision.

c) Limitation des conséquences

En situations normale et dégradée et en situations incidentelles et accidentelles (ex : chute d'un colis, incendie, séisme), il est démontré que le risque de criticité est maîtrisé.

En effet, pour préserver la géométrie des colis dans ces situations accidentelles, des dispositions sont prises dès la conception pour limiter le risque de chute ou son impact via :

- la conception robuste de la chaîne de levage des ponts ;
- le dimensionnement au séisme des équipements utilisés pour les transferts de colis ;
- une hauteur de manutention des colis inférieure dans la majorité des situations à la hauteur de qualification à la chute des colis.

Dans le cas où les hauteurs de qualification des colis ne peuvent pas être respectées (déchargement des emballages de transport et préparation des colis de stockage), les scénarios de chute sont analysés. Ils permettent de démontrer que le risque de criticité est écarté dans toutes ces situations.

Cela signifie qu'aucune des conditions étudiées, même accidentelles, ne peut conduire à la criticité.

Néanmoins, pour limiter les conséquences d'un hypothétique accident de criticité, des balises d'irradiation sont positionnées dans les zones à risque (cellules du bâtiment de surface, tête d'alvéole HA, zone d'accostage et locaux de filtration des alvéoles MA-VL). Elles permettraient d'écarter les risques de surexposition des travailleurs en cas d'intervention.

5.3.2.4 Les risques liés à la thermique des colis

5.3.2.4.1 Description et localisation

Le dégagement thermique des colis de déchets HA et de certains colis de déchets MA-VL est lié à la présence de radionucléides contenus dans ces colis. Les colis de déchets HA présentent une puissance thermique généralement supérieure à celle des colis de déchets MA-VL (ils sont dits plus exothermiques).

Ce dégagement thermique est susceptible de dégrader des propriétés de confinement des colis de déchets eux-mêmes ainsi que de dégrader les propriétés des matériaux (bétons des ouvrages), d'entraîner le dysfonctionnement d'équipements thermosensibles (équipements électriques et électroniques) et/ou de créer des conditions de travail dangereuses pour le personnel. Le dégagement de chaleur doit donc être maîtrisé pour maintenir des conditions d'ambiance compatibles avec la sûreté de l'installation. Pour chacun de ces éléments, identifiés comme « cibles », des critères thermiques sont identifiés afin de maîtriser la sûreté de l'INB.

Les risques liés à la thermique des colis concernent essentiellement :

- dans le bâtiment nucléaire de surface, les zones tampons dans lesquelles les colis peuvent être entreposés en nombre important ;
- les hottes de transfert utilisées pour transférer les colis dans l'installation souterraine ;
- les alvéoles de stockage HA et MA-VL dans lesquels les colis sont stockés.

5.3.2.4.2 Dispositions de maîtrise du risque

a) Prévention

Les dispositions de prévention pour la maîtrise du risque lié à la thermique des colis reposent sur :

- la connaissance et la limitation de la puissance thermique des colis reçus sur l'INB Cigéo. Pour pouvoir être acceptés sur l'INB, les colis ne doivent pas dépasser une certaine valeur de puissance thermique définie de manière à garantir l'absence de dépassement des critères thermiques au niveau des différentes cibles. Ces valeurs limites de puissances thermiques sont définies dans les « spécifications d'acceptation des colis » ;
- le respect de la conception des colis de stockage ainsi que des locaux contenant les colis de déchets et leurs équipements (*i.e.* Longueur des alvéoles, entraxes, distances entre sous-quartiers, etc.) et de la configuration retenue dans les modélisations.

b) Surveillance

Au sein de l'INB, une surveillance de la température des locaux des installations nucléaires et des alvéoles de stockage est mise en place.

À titre d'exemple, des sondes thermiques sont mises en œuvre au sein des gaines de ventilation d'extraction et permettent de surveiller la température ambiante au sein des locaux contenant des colis de déchets ou du matériel sensible à la température.

c) Limitation des conséquences

Pour l'ensemble des alvéoles HA, la plupart des alvéoles MA-VL et le transfert en hotte des colis de stockage HA et MA-VL, la maîtrise du risque thermique est assurée de manière passive (par conduction passive dans la couche du Callovo-Oxfordien). Ainsi, aucune disposition spécifique de limitation des conséquences n'est retenue.

Pour certains alvéoles MA-VL et pour le bâtiment nucléaire de surface la ventilation des installations permet l'évacuation de la chaleur émise par les colis afin de respecter les critères thermiques retenus sur les cibles.

Dans l'hypothèse d'une perte de cette ventilation, les délais d'atteinte des critères thermiques sont supérieurs au délai de remise en fonctionnement de la ventilation :

- dans le bâtiment nucléaire de surface, en cas de perte totale de la ventilation et selon la cible considérée (colis primaires et parois en béton du génie civil), les critères thermiques sont atteints sous une durée de l'ordre de plusieurs mois voire plusieurs années (en considérant le cas pénalisant de la zone tampon des colis de stockage) ;
- dans le cas particulier des alvéoles MA-VL accueillant des colis de stockage présentant un dégagement thermique nécessitant la mise en place d'une ventilation en alvéole[66], en cas de perte totale de la ventilation, les critères thermiques au niveau des bétons sont atteints sous une durée de l'ordre d'une année.

Ces délais sont compatibles avec la capacité à remettre en service la ventilation aussi, aucune disposition de limitation des conséquences spécifique n'est nécessaire.

5.3.2.5 Les risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et par corrosion

5.3.2.5.1 Description

Les risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et de corrosion (principalement de l'hydrogène) sont analysés au regard de la prévention des explosions dans l'INB.

Le phénomène de radiolyse provient de la présence de matières hydrogénées dans les colis de déchets. Par effet des rayonnements ionisants, des gaz de radiolyse (principalement de l'hydrogène H_2 et en plus faible proportion du méthane CH_4, du monoxyde et dioxyde de carbone CO et CO_2) peuvent être produits.

En effet, lorsque de l'hydrogène est présent dans une installation, il convient de prendre en compte le risque de formation d'atmosphère explosive. Une « atmosphère explosive » est « un mélange avec l'air, dans des conditions atmosphériques, de substances inflammables, sous forme de gaz ou de poussières, dans lequel, après inflammation, la combustion se propage à l'ensemble du mélange non brûlé ».

Ainsi, pour qu'une explosion se produise, les conditions suivantes doivent simultanément être réunies :

- la présence d'un gaz inflammable (ex : hydrogène), dont la concentration est telle qu'il se trouve dans son domaine d'explosivité (compris entre la limite inférieure d'explosivité et la limite supérieure d'explosivité) ;
- la présence d'un comburant (généralement, l'oxygène de l'air) ;
- la présence d'une source d'ignition (étincelle, frottement, température du milieu ou de paroi supérieure à la température d'auto-inflammation du gaz considéré).

5.3.2.5.2 Localisation

Les risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse concernent essentiellement les zones tampons du bâtiment nucléaire de surface, les alvéoles de stockage MA-VL et les hottes de transfert MA-VL.

Les risques liés aux gaz inflammables produits par corrosion concernent principalement les alvéoles HA, dans lesquels il existe un dégagement d'hydrogène résultant de la corrosion de matériaux métalliques.

[66] Cas des colis C1PG^{sp} et CSD-C

a) Cas des déchets HA

Dans le cas des colis de déchets HA, la production de gaz de radiolyse est négligeable par rapport aux quantités produites par corrosion des aciers compte tenu de :

- la faible quantité de matières hydrogénées (la majorité des colis est constituée d'une matrice vitreuse) ;
- la limitation du débit d'équivalent de dose (DeD) au contact du conteneur de stockage, liée à la prévention du risque de corrosion radiolytique (DeD <10 $Gy.h^{-1}$), qui rend négligeable la génération d'hydrogène par le phénomène de radiolyse de l'eau au contact du colis de stockage.

En outre, dans l'alvéole HA, compte tenu de l'atmosphère pauvre en oxygène maintenue à l'intérieur de l'alvéole pour maîtriser la corrosion du conteneur de stockage, un régime de corrosion anoxique (ou très proche de l'anoxie) va s'instaurer. La corrosion anoxique des matériaux métalliques génère de l'hydrogène par réduction de l'eau, de manière lente et limitée du fait de sa faible cinétique. Le risque d'apparition d'atmosphère explosive dans l'alvéole HA est lié à ce phénomène.

b) Cas des déchets MA-VL

Les déchets MA-VL font principalement référence aux déchets de structure issus du traitement des combustibles usés (coques et embouts compactés en CSD-C) et aux déchets produits par l'exploitation des réacteurs et autres installations nucléaires. Parmi ces derniers, ceux composés de matières hydrogénées sont générateurs d'hydrogène par radiolyse de ces matières. Dans le cas des colis de déchets MA-VL, le risque concerne ainsi :

- le bâtiment nucléaire de surface : cellules de déchargement des emballages de transport, zones tampon ;
- la descenderie colis et les galeries souterraines, dans lesquelles les colis de stockage MA-VL sont confinés unitairement en hotte de transfert ;
- les alvéoles de stockage.

5.3.2.5.3 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La maîtrise des risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et par corrosion est assurée par le contrôle de la concentration en hydrogène et/ou en oxygène (cas spécifique de l'alvéole HA) dans l'atmosphère et la mise en place de dispositions permettant de garantir que ces concentrations sont maintenues inférieures aux concentrations rendant le mélange explosif (concentrations définies pour chaque type de gaz).

Dans le cas de l'hydrogène, le domaine d'explosivité se situe entre 4 % (limite inférieure d'explosivité, LIE) et 75 % en volume dans l'air à pression et températures atmosphériques. Ainsi, le maintien d'une concentration en hydrogène inférieure à 4 % permet d'exclure le risque.

Dans le cas de l'oxygène, le domaine d'explosivité est exclu, quelle que soit la concentration en hydrogène, si la teneur en oxygène est maintenue inférieure à 4,8 % en volume dans l'air (correspondant à la concentration maximale en oxygène en dessous de laquelle une inflammation de l'hydrogène peut être exclue).

Pour maintenir des conditions hors du domaine d'explosivité, les principales dispositions de prévention mises en œuvre dans l'INB sont les suivantes :

- dans le cas des déchets MA-VL :
  - ✓ la limitation à la source de la quantité d'hydrogène dégagée par les colis *via* les spécifications d'acceptation des colis ;
  - ✓ le maintien, en fonctionnement normal, d'une concentration en hydrogène inférieure à 1 % (soit ¼ de la LIE de l'hydrogène) au moyen :
    - cas du bâtiment nucléaire de surface : de la dilution de l'hydrogène dans l'air ambiant en concevant des cellules de grands volumes. Ainsi, dans ces cellules, les délais d'atteinte des taux limites en hydrogène (1 % en fonctionnement normal) sont extrêmement longs, de l'ordre de dizaines voire centaines d'années (dispositions constructives passives) ;
    - cas des hottes MA-VL : du transit unitaire et de la limitation du temps de séjour d'un colis MA-VL dans sa hotte (dégagement d'hydrogène insuffisant en fonctionnement normal pour conduire à l'apparition d'une atmosphère explosive) ;
    - cas des alvéoles MA-VL : de l'évacuation de l'hydrogène produit *via* la ventilation nucléaire, cf. Figure 5-9 (dimensionnement des débits mis en œuvre pour maintenir une concentration en hydrogène inférieure à 1 %).

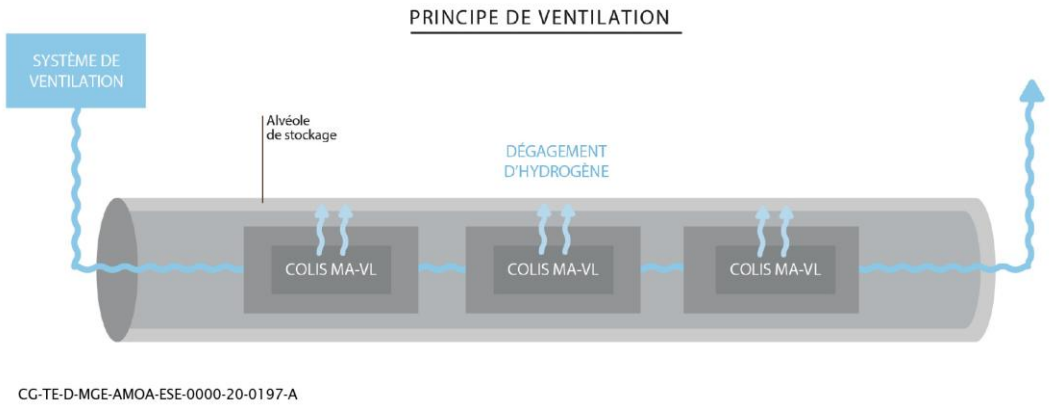


Figure 5-9 *Illustration du principe de ventilation en alvéole MA-VL*

- dans le cas spécifique de l'alvéole HA, la corrosion métallique des matériaux étant à l'origine d'un dégagement d'hydrogène, la prévention du risque d'apparition d'atmosphère explosive repose quant à elle sur la maîtrise de la concentration en oxygène. Ceci repose sur la mise en œuvre :
  - ✓ de dispositifs d'étanchéification de l'alvéole HA concourant à limiter au maximum les entrées d'oxygène en provenance de la galerie d'accès ventilée de l'alvéole HA (bride métallique équipée d'un joint d'étanchéité, membrane d'étanchéité autour du massif d'accostage, etc.) ;
  - ✓ d'un dispositif d'inertage à l'azote permettant de maintenir une concentration en oxygène en deçà de 1 % dans l'atmosphère interne de l'alvéole (soit ¼ de la concentration maximale en oxygène, c'est-à-dire la concentration en oxygène en deçà de laquelle toute inflammation de l'hydrogène est exclue).

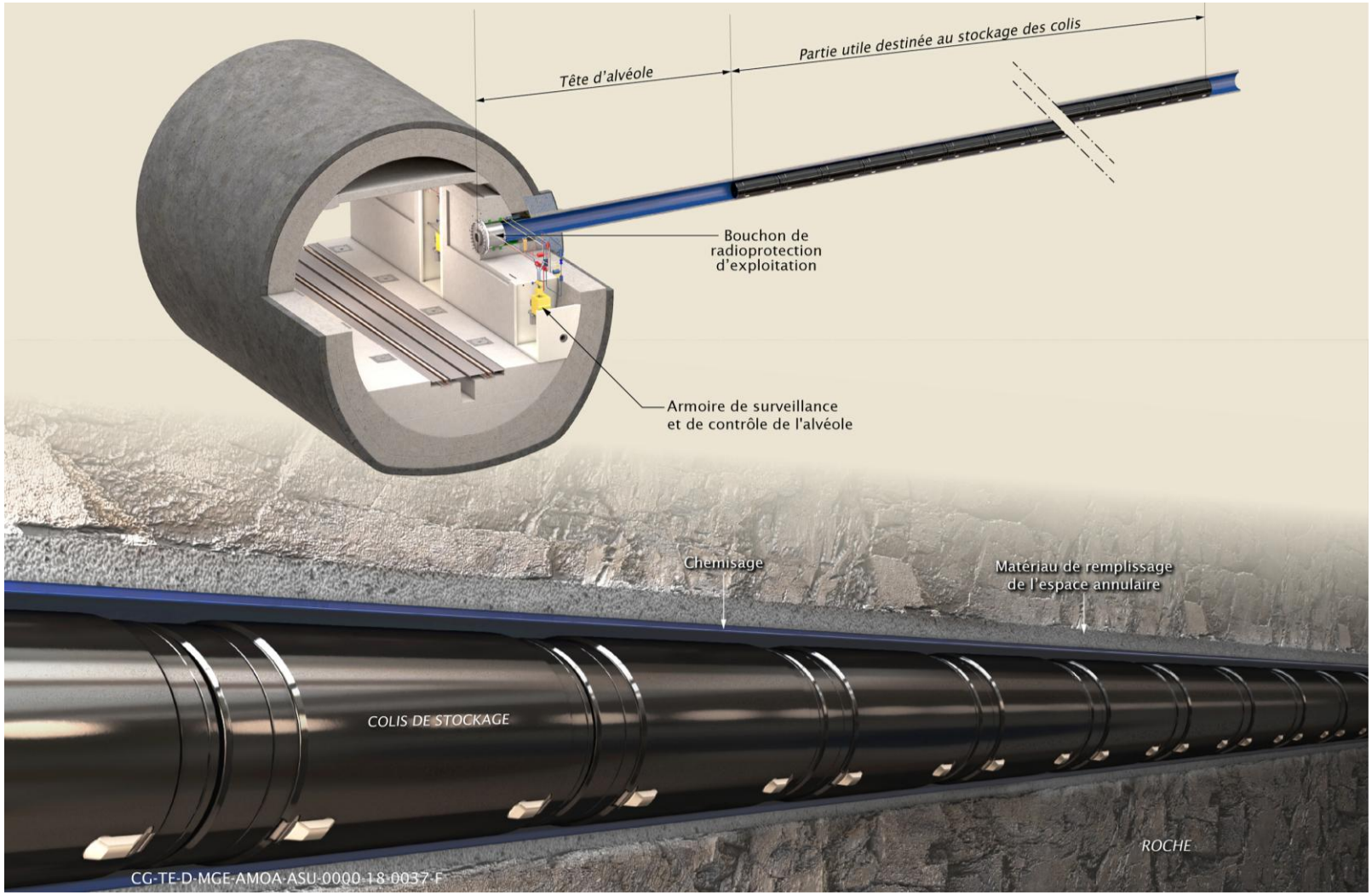


Figure 5-10 Illustration d'un alvéole HA en exploitation

b) Surveillance

Des capteurs de la concentration d'hydrogène et/ou d'oxygène (cas des alvéoles HA) dans l'air ambiant sont installés dans les zones exposées. Ils visent à vérifier :

- en fonctionnement normal et dégradé : que 25 % de la LIE de l'hydrogène et/ou de la CMO de l'oxygène (soit 1 % d'hydrogène ou d'oxygène) ne sont pas atteintes ;
- en fonctionnement incidentel et accidentel : que 75 % de la LIE de l'hydrogène (soit 3 % d'hydrogène ou d'oxygène) n'est pas atteinte.

Différentes alarmes sont associées à l'atteinte de ces seuils afin de permettre aux équipes d'exploitation d'intervenir et de ramener l'installation dans un état sûr.

c) Limitation des conséquences

Les dispositions de limitation des conséquences reposent principalement sur les délais disponibles avant l'atteinte du domaine d'explosivité, y compris en cas de perte de la ventilation :

- cas du bâtiment nucléaire de surface

  Compte tenu des échelles de temps associées à l'atteinte des taux limites en hydrogène (plusieurs dizaines voire centaines d'années), aucune situation accidentelle n'est susceptible de remettre en cause la maîtrise des risques liés aux gaz de radiolyse dans les cellules du bâtiment nucléaire ;
- cas des hottes de transfert MA-VL

  En cas de blocage prolongé de la hotte de transfert des colis MA-VL, un dispositif de dégazage, transportable à dos d'homme et donc pouvant être mis en œuvre rapidement et à tout moment, peut y être connecté afin de procéder à sa purge ;
- cas des alvéoles MA-VL

  En cas d'arrêt de la ventilation dans les alvéoles de stockage, le délai maximal de remise en service de la ventilation a été estimé à 90 jours, alors que le délai d'atteinte d'une concentration en hydrogène se rapprochant de la LIE (4 % pour l'hydrogène) est estimé à plusieurs centaines de jours, pour l'alvéole pénalisant ;
- cas des alvéoles HA

  En cas de détection d'une concentration en oxygène supérieure à 1 % dans l'alvéole de stockage HA, un inertage à l'azote est mis en œuvre. L'azote est un gaz inerte qui remplace l'oxygène de l'air et supprime ainsi une des trois conditions nécessaires au déclenchement d'une explosion.

5.3.3 Les risques liés aux agressions internes

5.3.3.1 Les risques liés aux opérations de manutention

5.3.3.1.1 Description

Les opérations de manutention sur l'INB Cigéo sont des opérations de levage, de transfert et de poussée/tirage de charges. La chute, le renversement ou la collision d'une charge est susceptible d'entraîner :

- un risque de dissémination de substances radioactives en cas de rupture de barrières de confinement (la charge elle-même ou un élément assurant le confinement impacté par la chute d'une charge) ;
- une exposition externe du personnel en cas de dégradation des performances des protections radiologiques ;
- une dégradation de la maîtrise du risque de criticité en cas de modification de la géométrie des colis ;
- une perte d'un équipement protégeant l'installation.

Ces charges sont manutentionnées au moyen de différents types d'équipements dont les principaux utilisés sur l'INB sont :

- les équipements de levage : ponts de manutention (cf. Figure 5-11) et les tables élévatrices ;
- les équipements de transfert guidé sur rails : chariots de transfert de surface et de fond, les transbordeurs, le système de transfert des colis primaires, les navettes de surface, le funiculaire, les tables d'accostage, les tables de chargement et de réception ;
- les équipements spécifiques de mise en stockage : pont stockeur/chariot stockeur, robot pousseur/de retrait.

Les figures ci-après donnent une représentation de chaque grand type d'équipements cités ci-avant (ponts de manutention, chariot élévateur de colis MA-VL et pont stockeur de colis MA-VL).

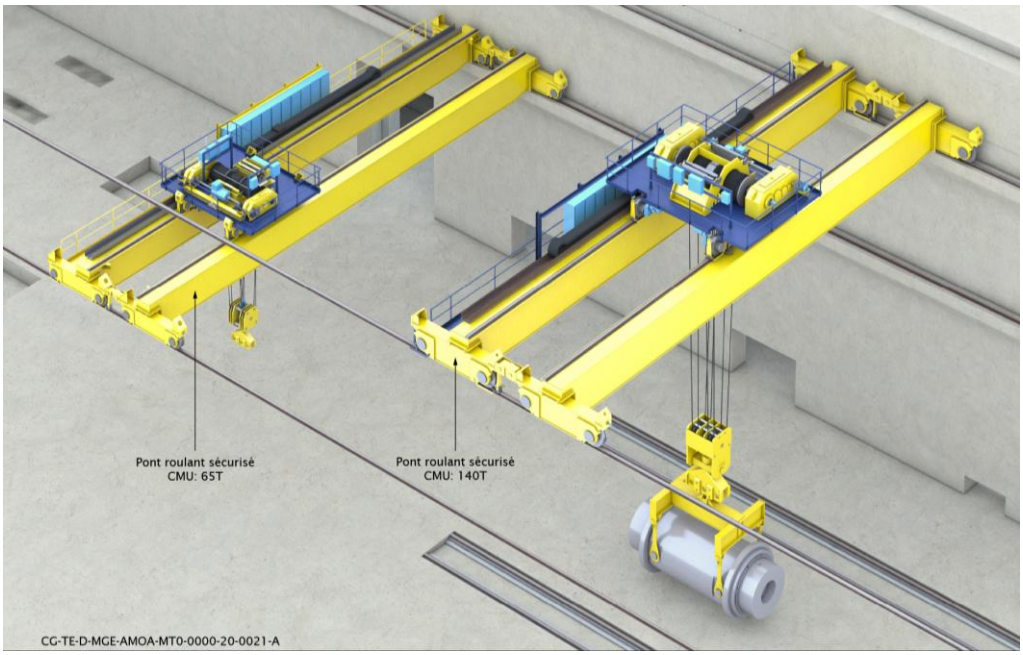


Figure 5-11 Illustration des ponts roulants sécurisés

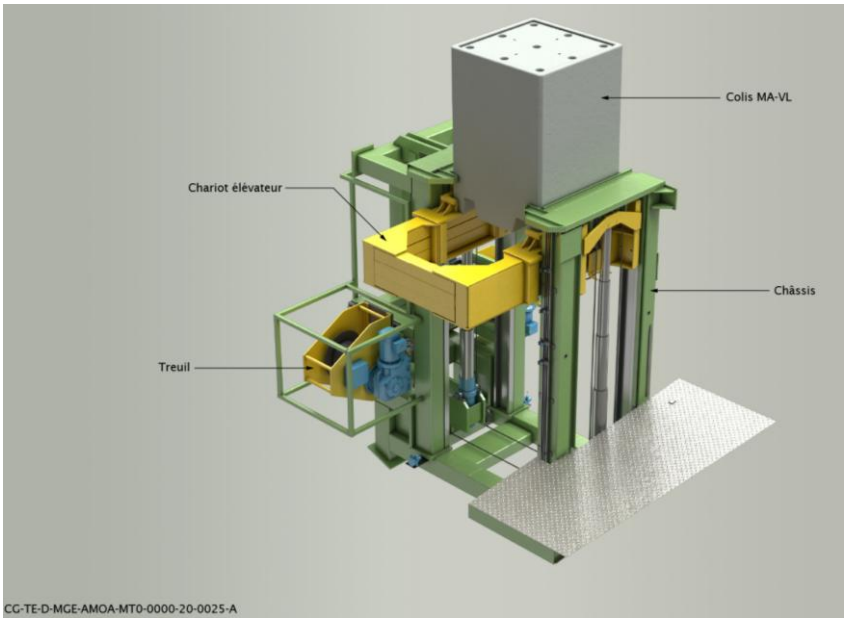


Figure 5-12 Illustration du chariot élévateur de colis de stockage MA-VL

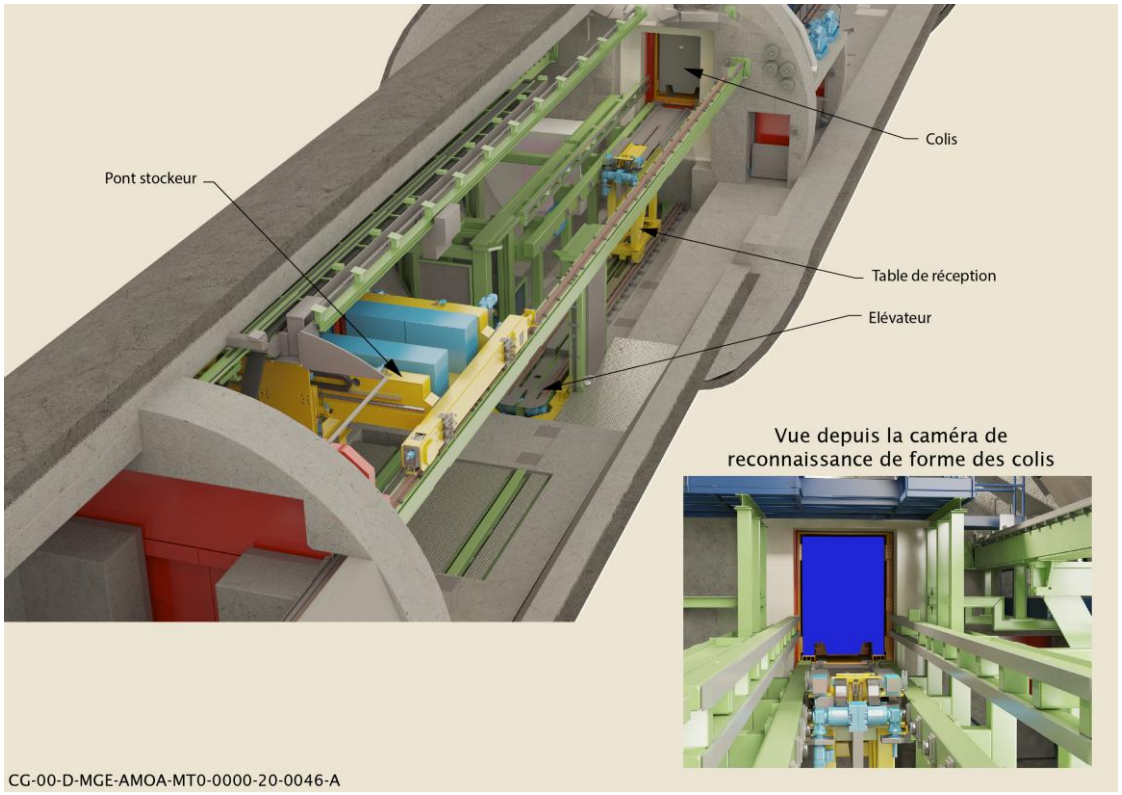


Figure 5-13 Illustration du pont stockeur de colis de stockage MA-VL

5.3.3.1.2 Localisation

Depuis la réception des emballages de transport jusqu'à la mise en alvéole des colis de stockage, les charges contenant des substances radioactives manutentionnées se présentent sous les formes suivantes :

- des emballages de transport contenant les colis primaires ;
- des colis primaires ;
- des colis de stockage (constitués de colis primaires en conteneur, fermé ou non, de colis primaires en panier ou de colis primaires sur plateau) ;
- des hottes de transfert contenant des colis de stockage ;
- des fûts de déchets radioactifs générés par les opérations d'exploitation (déchets d'exploitation).

Les risques liés aux opérations de manutention concernent toutes les zones traversées par des équipements, c'est-à-dire toute l'installation nucléaire.

5.3.3.1.3 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La conception des équipements de manutention utilisés s'appuie sur des solutions technologiques conventionnelles et éprouvées (meilleures techniques disponibles) dont le domaine de fonctionnement correspond à celui dans lequel ils sont utilisés.

Les dispositions de prévention associées aux risques liés aux opérations de manutention sont les suivantes :

- des vitesses de transfert contrôlées et limitées ;
- une sécurisation des mouvements et des chaines de levage afin d'assurer un maintien sécurisé de la charge manutentionnée en cas de survenue d'une défaillance ou agression.

À titre d'exemple, une attention particulière a été apportée sur le transfert des colis de stockage depuis la surface vers l'installation souterraine au moyen d'un transfert incliné dans la descenderie colis de l'installation nucléaire par funiculaire.

Le funiculaire est un équipement de manutention au sol circulant en ligne droite sur des rails selon une pente de 12 % sur 4 km. Le câble du funiculaire est entraîné de manière redondante par deux poulies motrices, chaque poulie pouvant reprendre l'intégralité de la masse du funiculaire chargée de la hotte contenant le colis de stockage). Il est équipé de systèmes anti-soulèvement empêchant son déraillement. Comme pour les autres moyens de transferts, sa vitesse est limitée. Par ailleurs, le système de freinage du funiculaire comprend quatre systèmes de freinage (cf. Figure 5-14), qui se déclenchent successivement en cas de défaillance du précédent :

- deux systèmes de freinage à pinces (freins de service et des freins de secours) ;
- un système de freinage à mâchoires (frein d'arrêt d'urgence) ;
- un système de freinage par affaissement (frein d'ultime secours).

Des rampes de décélération à l'approche des différentes zones d'arrêt et des butoirs de fin de voies permettre d'amortir l'arrivée du véhicule. Des zones de sécurité sont également présentes aux deux extrémités afin d'écarter tout risque de collision avec le génie civil des installations.

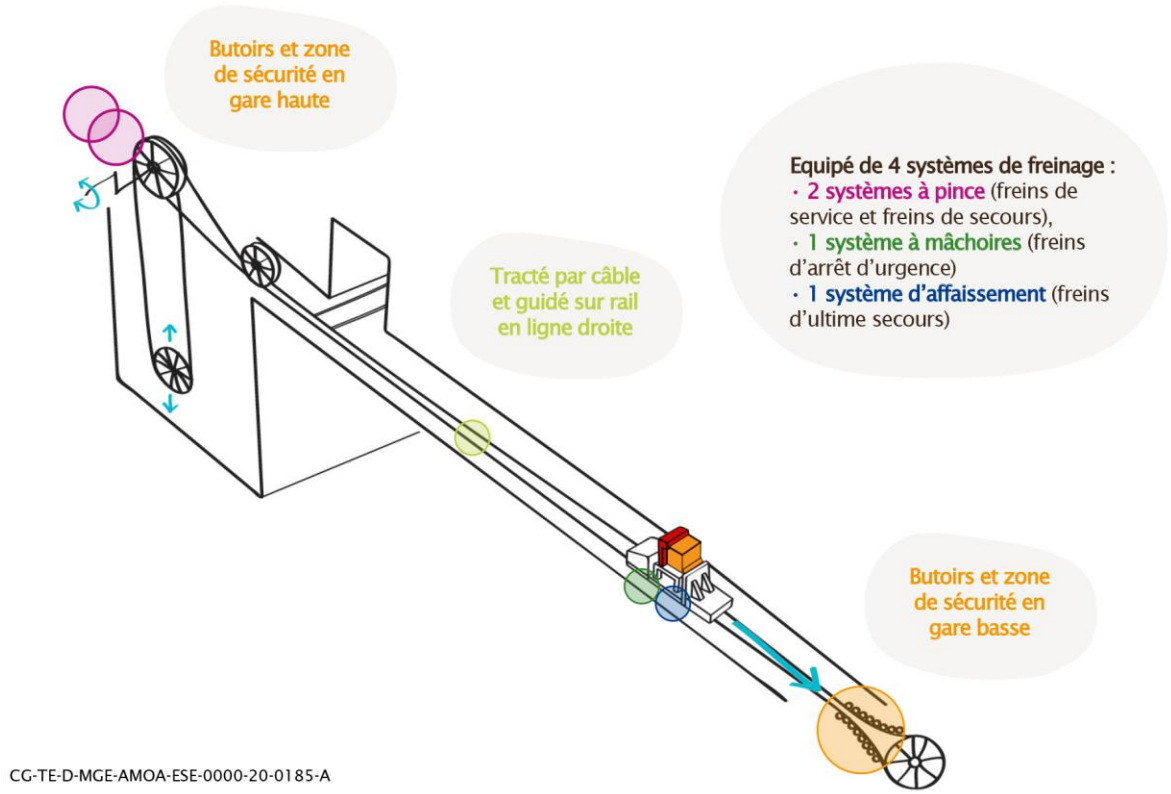


Figure 5-14 *Illustration des dispositifs de sécurité du transfert incliné par funiculaire*

Enfin, les équipements de manutention sont soumis à un programme de maintenance et d'essais, élaboré en tenant compte des retours d'expérience de l'industrie.

b) Surveillance

Des dispositifs de surveillance des paramètres liés au fonctionnement des équipements de manutention sont installés sur ces derniers afin de s'assurer qu'ils fonctionnent dans de bonnes conditions d'exploitation. En situation accidentelle, les mouvements des équipements sont arrêtés automatiquement. Les paramètres surveillés *via* les capteurs sont :

- la position et la vitesse de déplacement ;
- la confirmation de préhension des charges.

c) Limitation des conséquences

Dans la majorité des situations, les dispositions liées à la fiabilisation des opérations de manutention et à la limitation des hauteurs de levage permettent de s'assurer du maintien de l'intégrité du confinement des colis primaires et de stockage même en cas accidentel de chute, renversement ou collision.

Les dispositions de limitation des conséquences associées aux risques liés aux opérations de manutention sont en effet les suivantes :

- une conception des équipements limitant autant que possible les hauteurs de manutention (de l'ordre de quelques dizaines de centimètres (cf. Figure 5-15) à des hauteurs inférieures aux qualifications des charges radioactives manutentionnées ;
- une conception des équipements limitant l'énergie des collisions à des seuils inférieurs aux qualifications des charges manutentionnées ;
- des dispositifs complémentaires permettant de limiter les hauteurs de chute en dessous des hauteurs de qualification des colis manutentionnés.

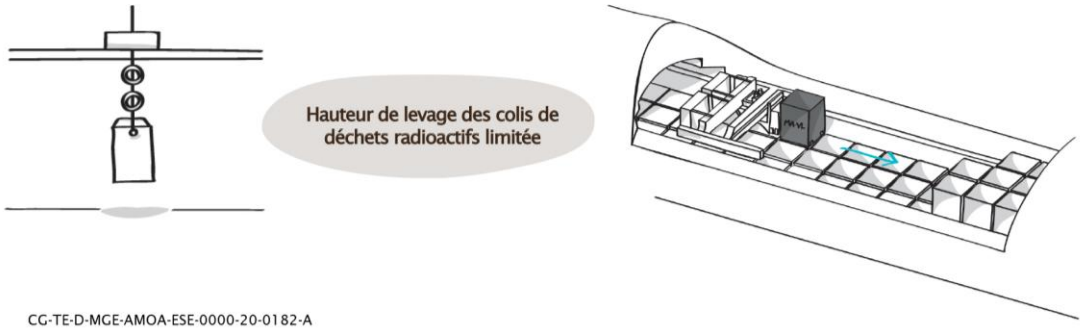


Figure 5-15 *Illustration de la manutention des colis de stockage MA-VL à faible hauteur*

Dans les locaux dans lesquels les opérations de manutention des colis MA-VL ne permettent pas d'exclure toutes opérations de levage à des hauteurs inférieures à la hauteur de qualification à la chute, la limitation des conséquences en situation accidentelle repose sur :

- des dispositifs de type tables, platelages (cf. Figure 5-16) et matelas amortisseur (cas des emballages de transport dont le capot a été retiré dans le hall de déchargement) disposés afin de limiter la hauteur potentielle de chute. Ces dispositions sont conçues afin de pouvoir reprendre l'intégralité de la masse des colis de déchets et ainsi conserver leur confinement ;
- des dispositifs de calage (cas de la hotte MA-VL), permettant de maintenir les colis en position stable en cas de collision ou d'arrêt brutal des engins de transfert ;
- le génie civil et la ventilation nucléaire associée et constituant le second système de confinement des colis de déchets (cas des locaux du bâtiment nucléaire tels que les cellules de chargement des emballages de transport, la cellule de préparation des colis de stockage, la cellule de réouverture des colis de stockage MA-VL et la cellule de préparation aux contrôles). En cas de perte de confinement d'un colis de déchets, ce second système de confinement limite les conséquences d'une remise en suspension des radionucléides ;

- en cas de chute d'une charge manutentionnée sur le radier, le génie civil est dimensionné afin de rester stable avec de faibles dommages. Le confinement statique assuré par le génie civil est ainsi conservé.

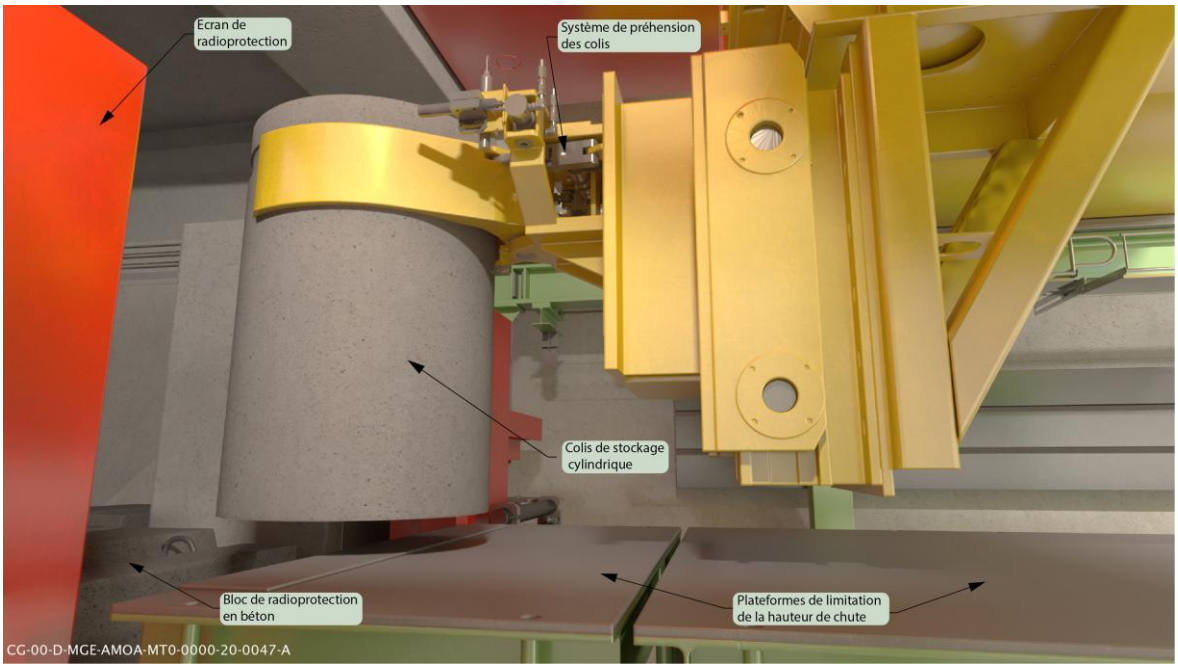


Figure 5-16 *Illustration des équipements de manutention de colis de stockage MA-VL (cas de colis en stockage direct)*

5.3.3.2 Les risques liés à l'incendie

5.3.3.2.1 Description et localisation

La survenue d'un incendie nécessite la présence simultanée, et en quantité suffisante, de matériaux combustibles, d'un comburant (oxygène) et d'une source d'ignition.

La maîtrise du risque incendie repose en premier lieu sur l'identification des principales sources d'incendie présentes au sein de l'installation et des cibles à protéger des effets d'un incendie. Une fois cette identification réalisée, des dispositions de maîtrise des risques sont mises en place suivant les différents niveaux de défense en profondeur.

Dans l'INB Cigéo, les principaux risques identifiés sont :

- les risques liés à l'incendie d'un engin de manutention ou de transfert ayant pour origine un dysfonctionnement des motorisations ou des équipements électriques pendant les opérations :
  - ✓ de transfert et de déchargement des emballages de transport (ex : locotracteur utilisé pour la manœuvre des convois ferroviaires) ; un incendie est alors susceptible de soumettre les emballages de transport et les colis à une élévation de température ;
  - ✓ de déchargement et de transfert des colis dans les installations (ex : pont de manutention) ; un incendie est alors susceptible d'affecter les colis directement et/ou la hotte de transfert ;
  - ✓ de mise en colis de stockage, de mise en hotte et de déchargement des colis en alvéole ; un incendie est alors susceptible de conduire à une sollicitation directe des colis.
- les risques liés à l'incendie associés aux locaux électriques qui accueillent de nombreux équipements.

Les risques d'incendie concernent donc toutes les zones traversées par ces engins de manutention et de transfert, c'est-à-dire toute l'installation nucléaire.

Des locaux techniques en support aux procédés et à l'exploitation sont aussi présents dans l'ensemble de l'installation nucléaire. Un incendie est envisageable dans ces locaux.

5.3.3.2.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La maîtrise des risques liés à l'incendie repose en premier lieu sur des dispositions de prévention des départs de feux via :

- la limitation des matières combustibles dans l'installation (ex : l'absence de bois ou palette bois dans l'installation) ;
- l'utilisation de matériaux, équipements et câbles difficilement combustibles voire incombustibles ;
- la limitation voire l'interdiction d'utiliser des produits pouvant s'enflammer rapidement ;
- la séparation physique des matériaux susceptibles d'alimenter un incendie ;
- la conception des moyens de manutention limitant les technologies présentant un risque de départ de feu (par exemple, en limitant les équipements munis de moteurs thermiques).



Colis de stockage avant l'essai



Colis de stockage pendant l'essai



Colis de stockage après l'essai



Manutention du colis de stockage après l'essai



Intérieur du colis de stockage après l'essai

Figure 5-17 *Photographies illustrant des essais de résistance au feu des colis de stockage MA-VL en béton*

b) Détection et intervention contre l'incendie

La surveillance des installations est prévue afin de détecter au plus tôt un départ de feu, d'être en mesure de limiter son développement et d'intervenir rapidement pour l'éteindre.

L'INB Cigéo dispose d'un système de sécurité incendie se déclinant en un système de détection incendie (SDI) et un système de mise en sécurité incendie (SMSI) utilisant des technologies adaptées au type de feu qui pourrait se produire. Ce système permet de gérer les risques liés à l'incendie dans tous les locaux et les zones considérés sensibles (notamment les zones contenant des colis de déchets radioactifs, mais aussi contenant des systèmes supports au fonctionnement comme des armoires électriques ou de contrôle-commande, des ventilateurs, etc.). Les personnels participent également à la surveillance des risques liés à l'incendie et peuvent signaler une situation à risque ou la présence d'un feu ou de fumées dans l'installation.

c) Dispositions visant à éviter la propagation d'un incendie et à limiter ses conséquences

La limitation des conséquences liées à un incendie est principalement assurée par la sectorisation incendie, les moyens d'intervention et de lutte contre l'incendie, la résistance au feu des structures et la ventilation.

Sectorisation incendie

L'installation est conçue pour qu'en cas d'incendie, ce dernier reste circonscrit à un périmètre déterminé sans impacter les locaux adjacents (référence à la notion de « sectorisation incendie » des locaux).

Une telle sectorisation est obtenue par des parois résistantes au feu, des portes et des clapets coupe-feu asservis à la détection incendie et des cellules équipées de systèmes d'extinction manuels ou automatiques en fonction du besoin. Les secteurs de feu assurent *a minima* une durée de résistance au feu durant une période de 120 minutes (classification dite EI 120).

De plus, les secteurs incendie dans lesquels un sinistre est susceptible d'agresser des substances dangereuses et/ou des substances radioactives bénéficient d'un secteur de confinement englobant, c'est-à-dire que ce secteur de confinement permet de récupérer les éventuelles fuites de substances remises en suspension en cas d'incendie (fumées contaminées) au moyen de la ventilation et de les filtrer.

Moyens d'intervention et de lutte contre l'incendie

Les moyens d'intervention et de lutte contre l'incendie sont diversifiés et reposent sur des dispositions techniques et humaines :

- des moyens de secours portatifs mobiles (extincteurs…) appropriés aux risques ;
- des systèmes d'extinction fixes ou embarqués sur les moyens de manutention ;
- les forces de sécurité avec une organisation opérationnelle pour la lutte contre l'incendie avec des agents formés et entraînés ;
- des réseaux maillés d'alimentation en eaux d'incendie présents en surface et en souterrain ;
- des véhicules d'intervention incendie, aptes au transport du personnel d'intervention avec leur équipement et matériel d'intervention (cf. Figure 5-18) ;
- des systèmes de récupération des agents d'extinction.

Les équipes d'intervention de secours et de lutte contre l'incendie (premier échelon d'intervention) disposent en zone descenderie de la caserne principale et d'une caserne secondaire en zone puits.

Des équipes d'intervention sont mobilisées dès l'alerte. Les équipes d'intervention interviennent sur l'ensemble du périmètre INB. Les effectifs permettent une garde 24 h/24 h.

Les échelons suivants des opérations de secours sont assurés par des renforts en interne site, puis par l'engagement des moyens extérieurs des services départementaux.



Figure 5-18 *Représentation schématique de la caserne située en zone descenderie et ses véhicules d'intervention*

5.3.3.2.3 Le cas particulier des risques liés aux colis de déchets bitumés

NOTE IMPORTANTE

Sur la base des différents avis et recommandations parus depuis l'instruction du « Dossier d'options de sûreté » (20, 21), l'Andra retient deux modes de stockage sans préjuger d'un préférentiellement à un autre :

- un mode de stockage de colis de déchets bitumés en l'état mis dans des conteneurs en béton « renforcés » vis-à-vis de l'incendie, avant leur transfert et leur mise en stockage dans des alvéoles dédiés dont la conception est elle-même également renforcée vis-à-vis du risque incendie ;
- un mode de stockage de colis de déchets issus d'un traitement préalable visant la neutralisation des déchets bitumés.

En lien avec le développement progressif de l'INB Cigéo et dans une démarche prudente, **l'Andra ne prévoit pas le stockage de ces colis dans les premiers alvéoles mis en service.**

Ainsi, l'Andra a intégré dans ses études de conception et de sûreté associées les deux modes de stockage, au titre de la flexibilité pour pouvoir accueillir les colis de déchets quelle(s) que soi(en)t la ou les voies retenues à terme.

Le stockage en l'état des colis de déchets bitumés nécessite des adaptations des aménagements internes ainsi que des équipements des alvéoles dédiés au stockage de ces types de colis. Ces adaptations comprennent notamment des équipements et des dispositions de surveillance et d'intervention renforcés ainsi qu'un moindre remplissage de l'alvéole (stockage des colis sur deux nappes en laissant un espace au-dessus pour faciliter les interventions en cas d'événement).

La conception et le dimensionnement de l'INB Cigéo et en particulier du bâtiment nucléaire de surface EP1 et des équipements et des ouvrages communs dans lesquels transitent les colis de déchets sont établis sur la base du mode de stockage le plus contraignant pour l'installation, à savoir les colis de déchets bitumés en l'état.

Les dispositions spécifiques associées à la prise en compte des risques liés à l'incendie sont détaillées ci-après.

a) Description et localisation

La prise en charge des colis de déchets bitumés en l'état suit le même process que les autres colis de l'inventaire de référence. En ce qui concerne leur stockage, des alvéoles dédiés situés dans le quartier de stockage MA-VL sont prévus (ils ne sont pas costockés avec d'autres colis MA-VL).

b) Prévention

Les déchets conditionnés dans une matrice bitumée font l'objet d'une attention particulière vis-à-vis de leur sensibilité à une élévation de température. Dans le cas où les colis de déchets bitumés seraient stockés en l'état, une conception spécifique des conteneurs de stockage, du bâtiment nucléaire de surface et de l'alvéole de stockage est ainsi prévue via :

- la mise en place des colis de déchets bitumés dans des conteneurs de stockage béton renforcés vis-à-vis de l'incendie (cf. Figure 5-19) ;
- la conception et le dimensionnement du bâtiment nucléaire de surface avec des secteurs de feu et des secteurs de confinement permettant de récupérer les fuites de radionucléides remis en suspension en cas d'incendie impliquant un colis de déchets bitumés ;
- lors du transfert des colis de déchets bitumés en conteneur de stockage du bâtiment nucléaire de surface vers les alvéoles de stockage, ceux-ci sont disposés dans une hotte de transfert qui assure leur protection jusqu'à leur déchargement ;
- le stockage dans des alvéoles MA-VL dédiés uniquement à ces colis (8 alvéoles MA-VL) qui intègrent des dispositions particulières de conception par rapport aux autres alvéoles de stockage MA-VL, y compris vis-à-vis des équipements nécessaires à la mise en stockage :
  - ✓ la conception d'un « pont polyvalent » en alvéole qui, en plus de sa fonction principale de manutention, permet de surveiller les colis de stockage (caméra, caméra thermique, endoscope, etc.) et de les refroidir par aspersion d'eau, le cas échéant ;
  - ✓ la conception d'un robot d'intervention disposant de moyens de surveillance (caméra et caméra thermique) et d'intervention pour éteindre un incendie sur le pont polyvalent ou refroidir les colis de stockage par aspersion d'eau (cf. Figure 5-20) ;
  - ✓ l'aménagement particulier de la partie utile de l'alvéole de stockage, consistant en la conception d'une zone d'isolement des colis de stockage en tête de la partie utile de l'alvéole de stockage, munie d'un système d'aspersion fixe ;
  - ✓ l'aménagement de la partie utile de l'alvéole de stockage est limité à deux nappes de stockage de colis de stockage de déchets bitumés (contre trois nappes possibles dans l'alvéole de stockage). Cet espace permet la circulation du pont polyvalent et du robot d'intervention, en toutes circonstances.

En outre, comme pour les autres alvéoles de stockage, la prévention des risques liés à l'incendie dans les alvéoles dédiés aux colis de déchets bitumés stockés en l'état repose sur la limitation des charges calorifiques et leur isolement les unes par rapport aux autres, le choix de matériaux difficilement inflammables, etc. (pour mémoire, cf. Chapitre 5.3.3.2.2 du présent document).

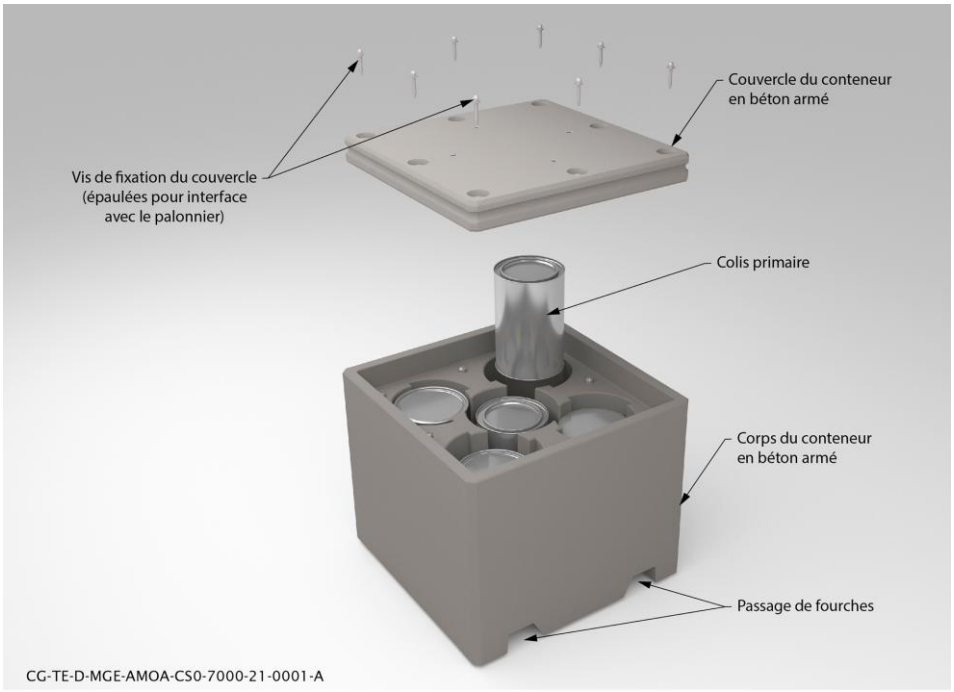


Figure 5-19 *Illustration du conteneur de stockage béton renforcé vis-à-vis de l'incendie pour les colis de déchets bitumés stockés en l'état*

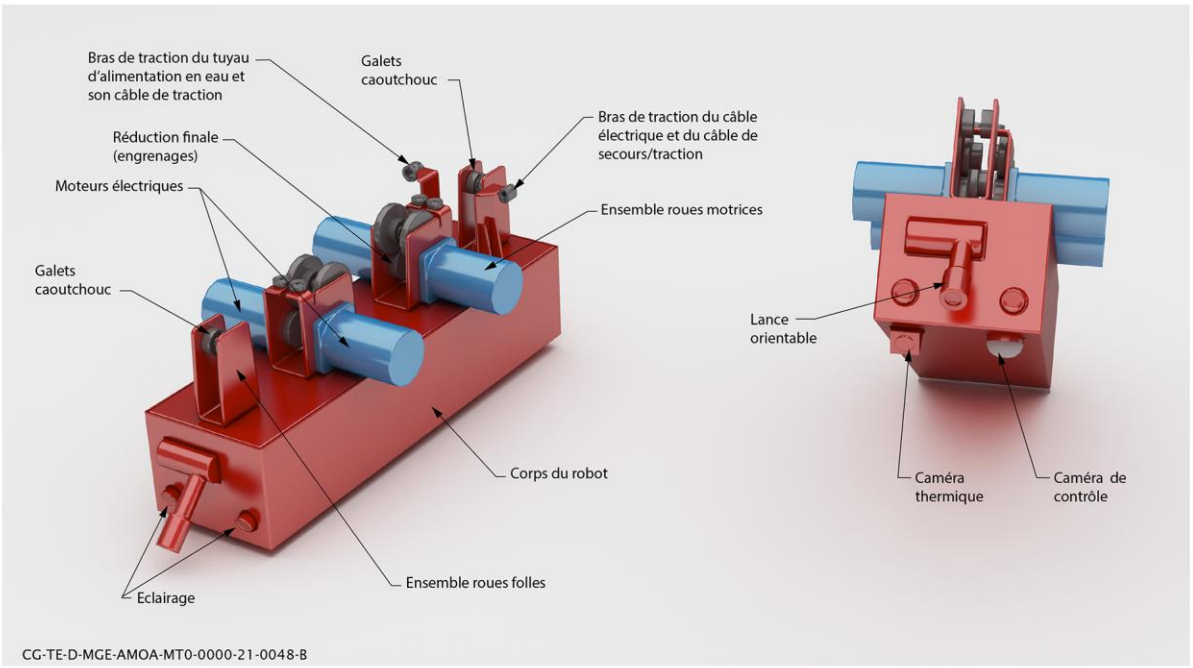


Figure 5-20 *Illustration du robot d'intervention pour l'alvéole MA-VL dédié aux colis de déchets bitumés stockés en l'état*

c) Détection et intervention contre l'incendie

Dans le bâtiment nucléaire de surface, un système d'extinction de type déluge est mis en place, incluant les couloirs de circulation du transbordeur. Ce système vient en complément du système de détection incendie. Il permettrait de limiter la durée d'un incendie et les températures atteintes au niveau des colis présents dans la zone tampon.

La détection d'un départ de feu au sein de l'alvéole MA-VL comprend quant à elle les dispositions spécifiques suivantes :

- un système de détection embarqué sur le pont polyvalent (caméras visuelles et infra-rouge, endoscope) ainsi que sur le robot d'intervention ;
- un système fixe de détection dans la cellule de manutention ;
- un système fixe de surveillance de la température dans la partie utile de l'alvéole de stockage au moyen de fibres optiques placées dans le radier et en voûte.

Des détecteurs de fumées à haute sensibilité sont également mis en place dans les gaines de ventilation, à l'extraction de l'alvéole.

En cas de détection d'un départ de feu, un système fixe d'extinction à mousse présent dans la cellule de manutention (comme pour tous les alvéoles MA-VL) permet une intervention rapide au niveau des équipements, au plus près de la source d'incendie.

La zone d'isolement située en tête de la partie utile de l'alvéole est équipée d'un système d'aspersion fixe pour permettre d'intervenir sur les colis « *douteux* » déplacés par le pont polyvalent.

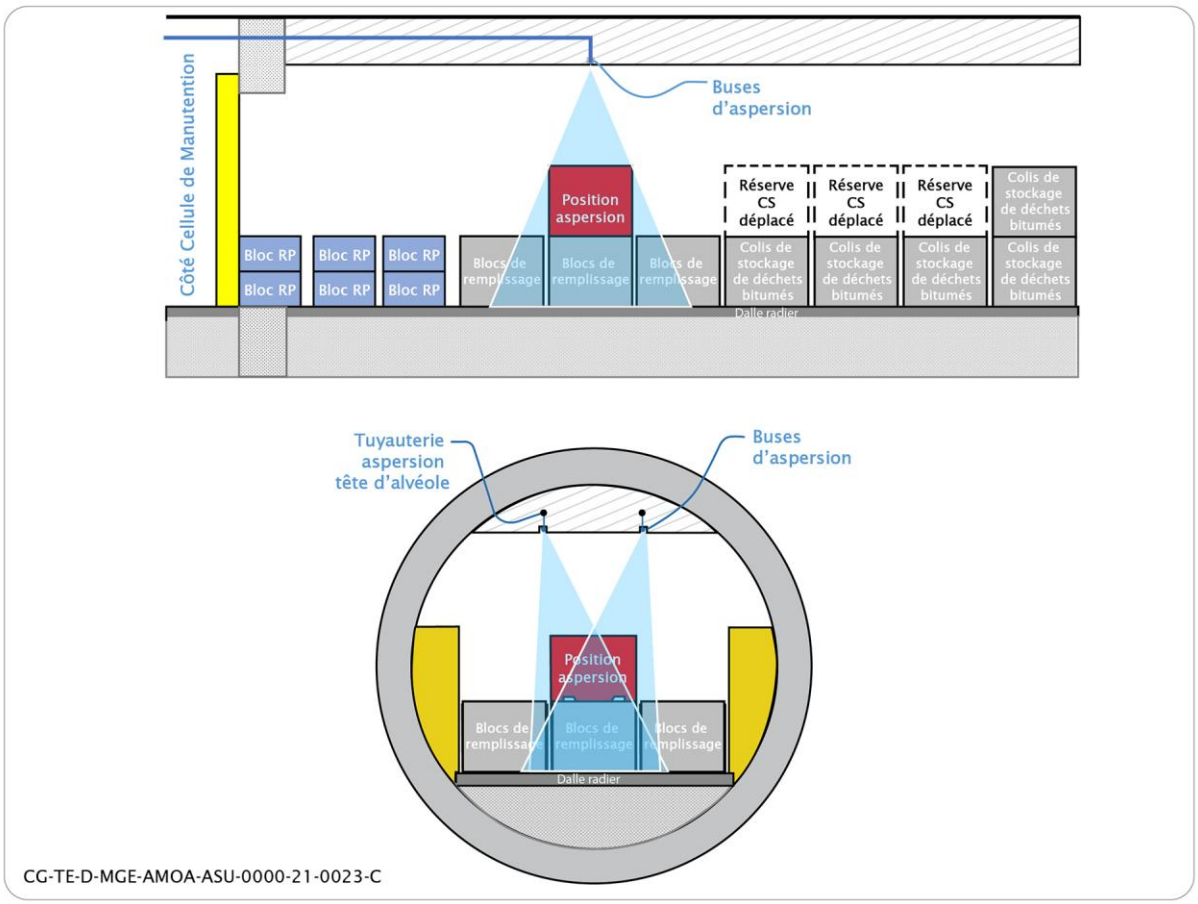


Figure 5-21 *Schéma de principe de l'implantation de la rampe d'aspersion d'eau dans la zone d'isolement d'un alvéole de stockage de déchets bitumés stockés en l'état*

d) Dispositions visant à éviter la propagation d'un incendie et limiter ses conséquences

Des dispositifs d'extinction complémentaires vis-à-vis des autres alvéoles MA-VL sont prévus en partie utile des alvéoles où des colis de déchets bitumés sont stockés :

- un système d'extinction par brumisation est présent sur le pont polyvalent ;
- un robot de type monorail, suspendu sous la voûte, et muni d'une lance motorisée permet une aspersion avec de l'eau si besoin.

De plus, la limitation des conséquences reposerait sur :

- la sectorisation incendie ;
- la gestion de la ventilation permettant le contrôle des fumées ;
- le conteneur de stockage en béton renforcé vis-à-vis de l'incendie protège les colis de déchets bitumés qu'il contient en limitant les effets de l'incendie au sein du colis par sa résistance intrinsèque, notamment du béton qui le constitue et son épaisseur (effet retard et atténuation de l'intensité de la température interne engendrée).

5.3.3.3 Les risques liés à l'explosion

5.3.3.3.1 Description

Les risques liés à l'explosion font référence à la réunion des trois conditions suivantes :

- présence d'un combustible en suspension dans l'air (sous forme de gaz, vapeurs, brouillards, poussières ou fibres) dans son domaine d'explosivité ;
- présence d'un comburant (généralement l'oxygène de l'air) ;
- présence d'une source d'ignition. L'énergie minimale nécessaire pour enflammer un gaz ou une poussière peut être très faible et est appelée Énergie Minimale d'Inflammation (EMI).

5.3.3.3.2 Localisation

Les risques d'explosion identifiés sont liés à la présence :

- de batteries susceptibles de dégager de l'hydrogène (H_2) en phase de charge (batteries des Alimentations Sans Interruption (ASI) telles que présentées au chapitre 5.3.3.4 du présent document, des moyens de manutention et des véhicules électriques) – cf. Figure 5-22 ;
- de produits chimiques susceptibles de générer des vapeurs inflammables (ex : solvants organiques pour les besoins du laboratoire d'analyses) ;
- de bouteilles de gaz inflammables utilisées pour le besoin de l'exploitation de l'INB (ex : bouteilles d'acétylène pour les soudures).

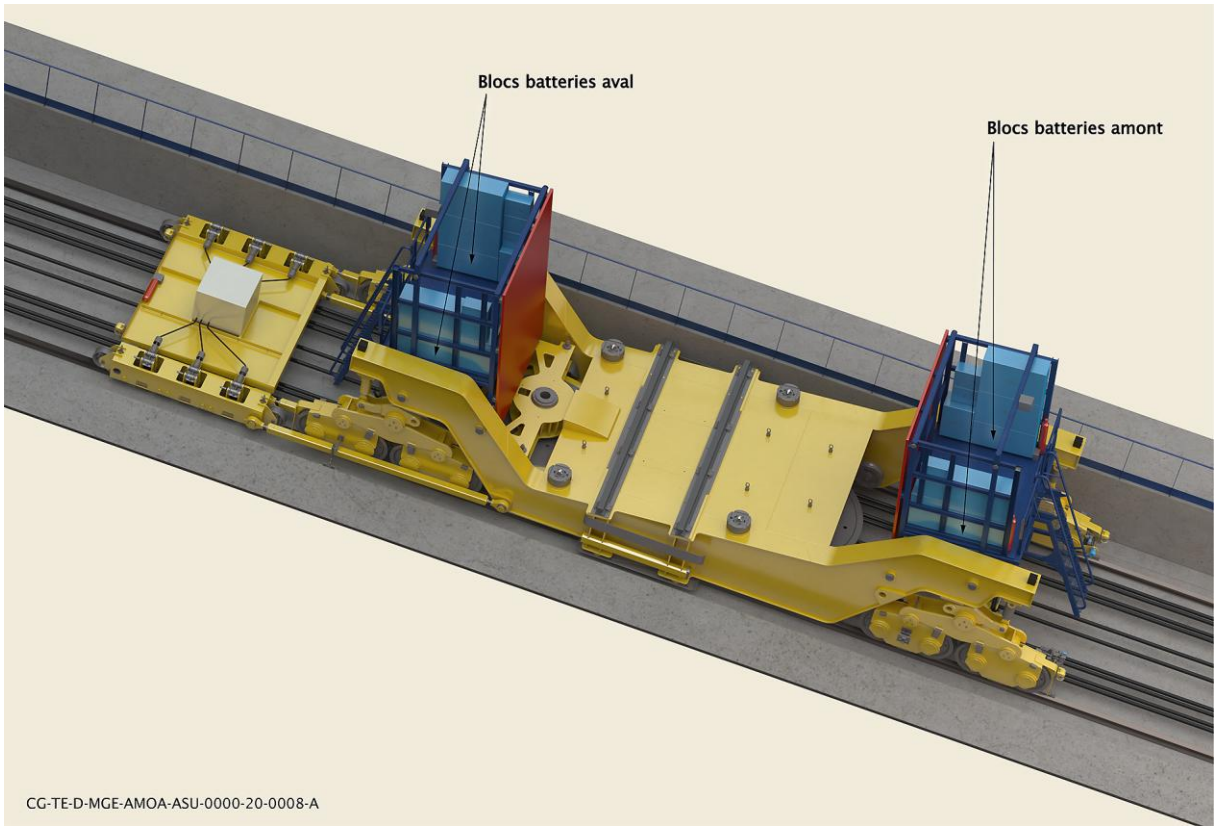


Figure 5-22 *Illustration des batteries susceptibles de générer de l'hydrogène en phase de charge dans le funiculaire*

5.3.3.3.3 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

Les dispositions de prévention contre les risques liés à l'explosion consistent à exclure le domaine d'explosivité en contrôlant au moins une des trois conditions nécessaires à l'explosion. En particulier, il est possible de citer les dispositions de prévention suivantes :

- la formation du personnel ;
- la ventilation des locaux ou des espaces où des gaz/vapeurs sont susceptibles d'être produits. Les équipements générant ces gaz ne peuvent pas fonctionner si la ventilation n'est pas active ;
- un entreposage adapté et un transport sécurisé des produits chimiques et des bouteilles de gaz ;
- la limitation des volumes entreposés de produits chimiques ;
- des équipements de sécurité : détecteurs de fuites, etc.

b) Surveillance

La surveillance associée à la prévention des risques d'explosion repose principalement sur :

- la surveillance de la concentration en hydrogène dans les locaux concernés au moyen de capteurs ;
- la surveillance du fonctionnement de la ventilation au travers de remontées d'alarmes et d'essais périodiques permettant de vérifier que les débits de ventilation produits sont supérieurs aux débits requis ;
- dans le cas des produits chimiques, la surveillance visuelle des systèmes de rétention par les opérateurs au travers de rondes périodiques pour détecter d'éventuelles fuites.

c) Limitation des conséquences

Compte tenu de l'entreposage des sources de dangers à l'écart des cibles de sûreté (armoires dédiées), l'explosion de vapeurs inflammables au sein du bâtiment nucléaire de surface n'est pas susceptible d'impacter les cibles de sûreté.

La charge des batteries est quant à elle réalisée dans des locaux situés à distance du process nucléaire. Ces locaux sont compartimentés en zones distinctes délimitées par des voiles béton résistants au feu. Chaque compartiment est équipé de clapets coupe-feu à l'admission et à l'extraction d'air.

En cas de perte de la ventilation dans les locaux concernés, la charge des batteries est automatiquement arrêtée de manière à prévenir le risque d'accumulation d'hydrogène.

En ce qui concerne les produits chimiques, en cas de fuite repérée lors de la surveillance, des moyens de types absorbants permettent.

5.3.3.4 Les risques liés à la perte de l'alimentation électrique

5.3.3.4.1 Description et localisation

La perte de l'alimentation électrique peut engendrer l'arrêt d'équipements nécessaires à la maîtrise de fonctions de sûreté et donc à une remise en cause de la sûreté de l'installation.

La perte de l'alimentation électrique remet également en cause la maîtrise :

- de la surveillance de l'installation ;
- du risque incendie ;
- du conditionnement d'air des locaux techniques électriques.

5.3.3.4.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La prise en compte d'une éventuelle défaillance d'équipements assurant des fonctions supports à l'exploitation de l'installation, comme l'alimentation électrique, est intégrée dans la conception de l'INB.

Cette conception repose sur une architecture électrique robuste, conforme aux normes en vigueur et permettant différents niveaux de fiabilité au regard de la fonction à assurer.

Ainsi, la fiabilité d'alimentation électrique repose sur :

- la conformité des équipements et réseaux aux normes en vigueur ;
- la mise en place de protections électriques des lignes d'alimentation et des équipements ;
- la maintenance préventive des équipements ;
- les essais périodiques des équipements ;
- la redondance et/ou l'indépendance des voies d'alimentation, écartant ainsi les modes communs en cas d'agression ou de défaut électrique, au travers d'une séparation électrique et/ou physique :
  - ✓ une alimentation normale haute tension fournie par le réseau RTE et composée de deux voies d'alimentation indépendantes et redondées ;
  - ✓ une alimentation normale basse tension composée de deux voies d'alimentation indépendantes ;
  - ✓ une alimentation secourue assurée par un ensemble de groupes électrogènes ;
  - ✓ des dispositifs d'Alimentation Sans Interruption (ASI) permettant de maintenir en permanence l'alimentation de certains récepteurs.

b) Surveillance

La surveillance du réseau électrique et son maintien opérationnel reposent sur :

- la surveillance des défauts électriques du réseau ;
- la gestion du réseau électrique et sa reconfiguration afin de fournir une disponibilité maximum aux récepteurs secourus dans les situations accidentelles.

c) Limitation des conséquences

En cas de défaillance sur les systèmes d'alimentation électrique, de nombreux équipements redondants permettent de prendre le relais des fonctions à assurer (redondance des récepteurs électriques importants pour la sûreté) et les opérations de manutention sur les colis de déchets sont arrêtées le temps de les réparer.

En outre, malgré cette redondance, en cas de perte de l'alimentation électrique normale, la limitation des conséquences repose sur une alimentation secourue assurée par des groupes électrogènes et des alimentations sans interruption (ASI) qui permet d'assurer la permanence de l'alimentation électrique pour les récepteurs importants pour la sûreté tels que le système de ventilation, le système de surveillance, le système de détection et d'extinction automatique incendie et les principaux ponts roulants.

Les alimentations sans interruption permettent de secourir électriquement les équipements n'admettant aucune coupure électrique et les groupes électrogènes prennent le relais sous un délai maximal de 30 minutes.

En cas de perte totale de l'alimentation électrique, les moyens de manutention sont mis en sécurité (sécurisation des charges manutentionnées en cas de perte d'énergie, absence de fermeture intempestive des ouvrants et hottes, dispositifs de sécurité positive tels que des freins avec absence de décélération).

5.3.3.5 Les risques liés à la perte des fluides

5.3.3.5.1 Description et localisation

Le présent chapitre a pour objet d'analyser les risques liés à la perte des fluides au sens perte des fonctions support assurées par ces fluides. Les risques d'inondation interne consécutive à la rupture de réseaux ou capacités de fluides liquides présents dans l'INB font quant à eux l'objet du chapitre 5.3.3.9 du présent document.

Les « fluides » ici analysés font ainsi référence :

- aux fluides de refroidissement (réseaux d'eau glacée). Les réseaux d'eau glacée ont pour but principal de conditionner l'air circulant dans les installations afin de réguler la température à l'intérieur des bâtiments ou des équipements décentralisés. La perte des fluides de refroidissement a pour conséquence la dégradation des conditions thermiques dans les locaux contenant des équipements électriques à forte dissipation thermique pouvant avoir un rôle dans la sûreté de l'INB et dans les locaux où des colis de déchets sont présents ;
- aux fluides de chauffage. Les réseaux de chauffage ont pour but de chauffer l'air circulant dans les installations afin de réguler la température à l'intérieur des bâtiments. La perte des fluides de chauffage a pour conséquence la dégradation des conditions thermiques dans les locaux. Les conséquences potentielles d'une telle perte sont, en période hivernale, la remise en cause des équipements de détection présents ainsi que le gel des réseaux fluides ;
- à l'air comprimé. La perte en air comprimé a pour conséquences la dégradation de certains systèmes de confinement statique des déchets HA et MA-VL. Le réseau d'air comprimé permet également la réalisation de certains process et notamment :
  - ✓ le fonctionnement de certains actionneurs d'équipements process tels que les moteurs pneumatiques ;

- ✓ l'utilisation du robot pousseur ou robot de retrait, notamment le gonflage des joints élastomères ;
- ✓ l'alimentation en air des joints gonflables de certains systèmes de fermeture des cellules process ou des façades d'accostage présentes dans le bâtiment nucléaire et l'installation souterraine.

- à l'extinction incendie à eau : les réseaux d'extinction incendie sont des réseaux utilisés comme dispositions de limitation des conséquences vis-à-vis d'un incendie mais ne participent pas directement à la réalisation et au maintien d'une fonction de sûreté. Il s'agit par exemple de réseaux dits humides, de réseaux d'extinction par mousse haut foisonnement ou par sprinklage.

5.3.3.5.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

Afin de maîtriser les risques liés à la perte des fluides, les dispositions suivantes sont mises en place :

- une conception robuste de l'architecture des réseaux ;
- dans le cas spécifique de l'air comprimé, la mise en place de réserves de secours ou la possibilité de réalimentation des réseaux ;
- dans le cas de la lutte contre l'incendie, les réserves d'eau sont constituées de plusieurs réservoirs. Ils peuvent être alimentés par deux sources. En cas de perte de l'alimentation en eau, les autres moyens d'alimentation permettent de maintenir la fonction.

b) Surveillance

Les réseaux d'eau glacée et de chauffage sont surveillés au travers des paramètres suivants :

- température des locaux ;
- pression et débit dans les réseaux ;
- état de fonctionnement des équipements actifs du réseau.

La surveillance associée à l'alimentation en eau du réseau d'extinction incendie repose sur :

- la surveillance du réseau en lui-même (compteurs d'eau sur conduite, capteurs de pression, détection de fuite) ;
- des contrôles et essais périodiques des différents équipements du réseau (test des prises incendie, des vannes motorisées, contrôle des tuyauteries, etc.).

c) Limitation des conséquences

La perte totale des fluides de refroidissement et de chauffage est maîtrisée par la mise à l'état sûr de l'installation ainsi que par la mise en place de dispositions spécifiques telles que :

- dans le cas des fluides de refroidissement, le délestage (c'est-à-dire la coupure électrique) d'équipements non essentiels à la sûreté de l'INB afin de limiter les augmentations de température et de maintenir cet état sûr le temps de réaliser une maintenance corrective. La mise en place de moyens de refroidissement mobiles peut également être envisagée pour permettre le fonctionnement de certains équipements essentiels pour la sûreté ;
- dans le cas des fluides de chauffage, l'installation est mise à l'état sûr en fonction des températures extérieures (en période hivernale notamment) ;
- dans le cas de l'air comprimé, les dispositions de limitation des conséquences reposent sur la présence de capacités tampons pour assurer un maintien en pression des joints gonflables pendant six heures. Des systèmes portatifs peuvent également être mis en place en cas de besoin.

Ces dispositions sont compatibles avec la mise à l'état sûr de l'installation et la réalisation d'une maintenance corrective.

5.3.3.6 Risques liés à la perte de la ventilation

5.3.3.6.1 Description et localisation

La ventilation participe à l'accomplissement (de manière directe ou indirecte) de fonctions de sûreté de l'installation, notamment :

- le confinement dynamique de certains locaux en assurant une hiérarchie des pressions (cf. Chapitre 5.3.2.1 du présent document) ;
- le conditionnement de l'atmosphère de manière à réguler la température par l'apport d'air frais et assurer le maintien des conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement des équipements requis au titre de la sûreté (ex : armoires électriques ou autres équipements thermosensibles) ;
- l'évacuation de la puissance thermique issue des colis, dans certains cas (cf. Chapitre 5.3.2.4 du présent document) ;
- l'évacuation des gaz de radiolyse dans les alvéoles MA-VL (cf. Chapitre 5.3.2.5 du présent document).

Le réseau de ventilation est composé d'une usine de ventilation (cf. Figure 5-23), de ventilateurs de soufflage et d'extraction, de gaines, de filtres dont le dernier niveau de filtration (DNF) et de clapets anti-retours.

Deux principaux réseaux de ventilation indépendants sont présents. Il s'agit du réseau de ventilation du bâtiment nucléaire de surface et du réseau de ventilation des ouvrages souterrains.

5.3.3.6.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La conception des réseaux de ventilation respecte les normes de conception des différents équipements et font l'objet de maintenances préventives.

L'architecture des réseaux de ventilation est conçue en tenant compte des conséquences liées à leur perte vis-à-vis des fonctions de sûreté à accomplir. Un ventilateur de réserve est présent afin de compenser la défaillance d'un ventilateur et de continuer à assurer les fonctions de sûreté concernées.

Des dispositions sont également retenues pour assurer le bon fonctionnement de la ventilation en cas d'agressions externes telles que le séisme ou les conditions climatiques extrêmes. Les équipements de ventilation sont par exemple dimensionnés pour rester fonctionnels après un séisme.

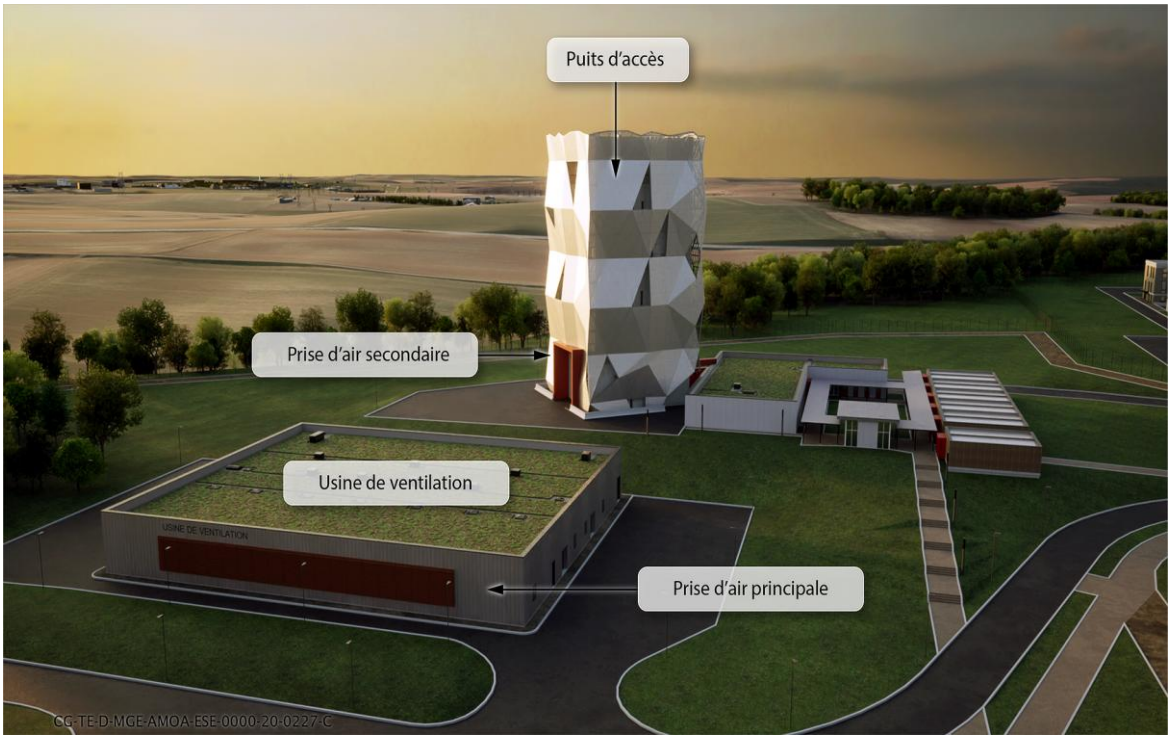


Figure 5-23 Illustration de l'usine de ventilation

b) Surveillance

Les dispositions de surveillance permettent de contrôler le bon fonctionnement du système de ventilation et de suivre l'évolution de ses paramètres. La surveillance de la ventilation repose en particulier sur :

- des inspections visuelles des équipements des réseaux de ventilation ;
- le suivi des paramètres de la ventilation au moyen de capteurs et de remontées d'alarmes associées aux conditions aérauliques requises dans les locaux (ex : débits de ventilation, cascades de dépression).

c) Limitation des conséquences

Malgré toutes ces dispositions en place pour l'éviter, une perte de ventilation ne conduirait pas à des conséquences sur la sûreté compte tenu des délais disponibles pour rétablir la ventilation *via* des actions correctives (le délai maximal de remise en service de la ventilation a été estimé à une centaine de jours).

En outre, en attendant les maintenances correctives, la mise à l'état sûr consiste à mettre en confinement statique le ou les locaux concernés par la perte ou la dégradation importante des performances de la ventilation. La mise en confinement statique consiste à isoler les locaux concernés par la fermeture de toutes les ouvertures (portes, conduits de ventilation, etc.). Les opérations présentant des risques liés à la dissémination de substances radioactives (cf. Chapitre 5.3.2.1 du présent document) sont également stoppées et les colis de déchets en cours de manutention sont déposés au sol dans une zone appropriée.

5.3.3.7 Risques liés à la perte de la surveillance radiologique et des rejets gazeux

5.3.3.7.1 Description

La surveillance radiologique et des rejets gazeux participe à la maîtrise des risques liés à la dissémination des substances radioactives et à la protection contre l'exposition aux rayonnements ionisants (cf. Chapitre 5.3.2.2 du présent document). Elle permet en particulier de :

- contrôler les niveaux d'irradiation et de contamination atmosphérique dans les locaux ;
- surveiller les rejets gazeux dans l'environnement au travers de différents prélèvements (ex : réseaux d'effluents pouvant contenir des substances radioactives).

La surveillance radiologique et des rejets gazeux est ainsi importante aussi bien du point de vue de l'impact sur le personnel que sur le public et l'environnement.

5.3.3.7.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

Les principales dispositions permettant de prévenir la perte de la surveillance radiologique sont :

- une conception des équipements de contrôle et de mesure conforme aux normes en vigueur ;
- la redondance des équipements et de traitement de la surveillance atmosphérique aux cheminées de rejet de la ventilation nucléaire ;
- l'alimentation électrique des équipements par des onduleurs permettant une permanence d'alimentation en cas de perte d'alimentation électrique.

b) Surveillance

Des alarmes sur les systèmes de surveillance radiologique et des rejets gazeux permettent d'être informé d'un défaut sur un équipement de mesure et de contrôle.

c) Limitation des conséquences

La perte de la surveillance radiologique et des rejets gazeux n'implique pas nécessairement la perte des fonctions de sûreté associées.

Néanmoins, par précaution, en cas de perte de la surveillance, des actions d'évacuation du personnel et de consignation physique des locaux concernés sont mises en place.

Des actions d'investigation et de maintenance corrective sont alors entreprises pour rétablir au plus vite la surveillance dans les zones concernées et ainsi poursuivre la surveillance des fonctions de sûreté accomplies dans l'INB.

5.3.3.8 Risques liés à la perte du contrôle commande

5.3.3.8.1 Description et localisation

Le contrôle-commande désigne l'ensemble des systèmes qui effectuent automatiquement des mesures et assurent des fonctions de régulation ou de protection.

En cas de perte du contrôle-commande, différentes fonctions identifiées dans le tableau 5-2 ci-dessous peuvent être impactées :

Tableau 5-2 Différents systèmes de contrôle-commande et fonctions impactées en cas de perte

Systèmes de contrôle-commande	Fonctions impactées en cas de perte
Process nucléaire	Conduite du procédé de l'installation
Radioprotection (RP)	Surveillance radiologique de l'installation
Ventilation nucléaire (VN)	Pilotage et surveillance de la ventilation nucléaire
Gestion technique électrique (GTE)	Pilotage et surveillance du réseau d'alimentation électrique
Système de sécurité incendie (SSI)	Détection et mise en sécurité incendie

Le risque de perte du contrôle commande concerne la perte ou la défaillance du système d'information industriel de l'INB, susceptible de générer des risques pour la sûreté :

- soit par perte directe de la fonction assurée par l'équipement (par exemple la perte de la ventilation en cas de perte d'un équipement du contrôle commande de la ventilation comme un automate) ;
- soit par la réaction inadaptée d'un composant ou d'une application logicielle (par exemple l'ouverture intempestive ou inadéquate d'une porte blindée).

5.3.3.8.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La prévention de la perte du contrôle commande repose sur une conception des réseaux et équipements éprouvée et conforme aux normes en vigueur (robustesse des équipements, redondance si nécessaire, programmes d'essais, etc.).

De plus, la perte du contrôle-commande est détectée au moyen d'alarmes.

À noter que le contrôle commande du process nucléaire est constitué de deux systèmes :

- un système « conduite » dédié à la conduite de l'installation et à l'exécution du procédé de stockage des colis de déchets radioactifs ;
- un système « sécurité » dédié uniquement à la surveillance de la bonne exécution du procédé de stockage des colis de déchets radioactifs et permet, en cas de dérive du système « conduite », la mise en place d'actions mettant en sécurité l'installation. Cela se traduit par des alarmes puis le déclenchement d'actions automatiques.

Les deux systèmes du contrôle-commande de conduite et de sécurité sont indépendants l'un de l'autre et disposent de leurs propres équipements. La partie « sécurité » agit de façon prioritaire par rapport à la partie « conduite ».

b) Détection et limitation des conséquences

Les dispositions de limitation des conséquences en cas de perte du contrôle commande reposent sur une conception permettant de maintenir ou de mettre l'installation en état sûr.

La détection de la défaillance d'un élément du système de sécurité est réalisée *via* le contrôle de l'état des composants du système. En cas de défaillance d'un équipement du système de sécurité, des alarmes sonores ou visuelles se déclenchent.

De plus, le système sécurité du contrôle commande process est de type « *Fail-safe* », c'est-à-dire qu'en cas de perte d'un élément du système de sécurité, l'arrêt du process est automatiquement effectué. Par conception, l'arrêt du process conserve l'installation dans son domaine de fonctionnement normal et n'engendre pas de risque pour la sûreté de l'installation.

Une maintenance corrective est ensuite réalisée afin de rétablir le contrôle de l'installation et, en particulier, tous les dispositifs de sécurité.

5.3.3.9 Risques liés à l'inondation interne

5.3.3.9.1 Description et localisation

La présence, sur le site, de réseaux d'eau engendre un risque d'inondation à l'intérieur des installations (consécutive à un débordement ou une fuite liée à une rupture de capacité).

L'inondation interne peut rester localisée (dans le cas d'un réseau fermé à la capacité limitée) ou être généralisée (dans le cas d'un réseau ouvert à la capacité illimitée ou à la suite d'une agression de grande ampleur telle qu'un séisme).

Les principales sources de risques sont :

- les réseaux d'alimentation en eaux :
  - ✓ réseaux d'eau sanitaire et d'eau recyclée ;
  - ✓ réseaux d'eau chaude chauffage et d'eau glacée ;
  - ✓ réseau d'eau déminéralisée ;
  - ✓ réseau d'eau incendie.
- les réseaux de collecte des effluents liquides :
  - ✓ collecte des eaux usées et eaux vannes brutes ;
  - ✓ collecte des eaux d'exhaure ;
  - ✓ collecte des effluents potentiellement contaminés ;
  - ✓ collecte des effluents d'extinction incendie.
- les capacités des fluides hydrauliques contenus dans les équipements.

Les évènements redoutés sont essentiellement l'immersion ou la projection d'effluents liquides sur une cible de sûreté (emballage de transport, hotte, colis primaires ou colis de stockage) ou sur un équipement assurant ou participant au maintien d'une fonction de sûreté. Les conséquences pourraient être l'entraînement de radionucléides par les effluents, le dysfonctionnement ou la perte de tout ou partie des équipements affectés à une fonction de sûreté, ou encore l'induction d'autres risques (par exemple un départ de feu en cas d'aspersion d'équipements électriques conduisant à des courts-circuits).

5.3.3.9.2 Dispositions de maîtrise

a) Prévention et surveillance

La prévention du risque d'inondation interne repose principalement sur des dispositions constructives et un programme de contrôle périodique :

- un dimensionnement des réseaux et des cuves de récupération des eaux et effluents tenant compte des caractéristiques des fluides et des conditions d'utilisation (température, acidité, pression, etc.), complété par un programme de contrôle et d'essai périodique. Les propriétés des matériaux (acier galvanisé et acier inoxydable) garantissent leur résistance à la corrosion. La conception robuste des réseaux suivant les normes et réglementations en vigueur et le suivi d'un programme de maintenance périodique des équipements assurent leur résistance aux défaillances intrinsèques et leur tenue aux agressions identifiées ;
- les cheminements et protections des réseaux permettant de limiter les risques d'agression mécanique. L'implantation des réseaux est privilégiée dans des zones protégées et éloignées de celles accueillant les colis de déchets radioactifs ou les substances dangereuses. Ces réseaux sont surveillés régulièrement et les locaux concernés sont équipés de capteurs de présence d'eau.

b) Limitation des conséquences

Les dispositions de limitation des conséquences en cas d'inondation interne reposent sur :

- la circonscription rapide de la fuite, permise par :
  - ✓ sur un réseau fermé (c'est-à-dire un réseau à la capacité limitée, tels que les réseaux d'eau chaude et d'eau glacée des centrales de traitement d'air), la fermeture des vannes de sectionnement manuelles par l'équipe d'intervention ;
  - ✓ sur un réseau ouvert (c'est-à-dire un réseau à la capacité illimitée, tels que les réseaux d'alimentation en eaux d'extinction incendie), la fermeture automatique des vannes de sectionnement sur détection d'inondation.
- la surélévation des cibles de sûreté à protéger du risque d'inondation interne ;
- des caniveaux et des puisards permettant de collecter les éventuelles fuites résiduelles.

5.3.3.10 Risques liés aux substances dangereuses non radioactives

5.3.3.10.1 Description

Au titre de l'analyse des risques d'agressions internes, les risques liés aux substances dangereuses non radioactives vis-à-vis des cibles de sûreté de l'INB sont examinés (articles L. 593-19-1, R. 593-7 et R. 593-18 du code de l'environnement).

Conformément au I de l'article R. 511-10 du code de l'environnement, sont considérées comme dangereuses les substances qui répondent aux critères de classification relatifs aux dangers physiques, aux dangers pour la santé ou aux dangers pour l'environnement définis à l'annexe I du règlement (CE) n° 1272/2008 du Parlement européen et du Conseil du 16 décembre 2008 (65), à savoir :

- les substances présentant des dangers physiques : par exemple, les substances classées inflammables ou corrosives ;
- les substances présentant des dangers pour la santé : par exemple, les substances classées toxiques ou cancérogènes mutagènes, reprotoxiques (CMR) ;
- les substances présentant des dangers pour l'environnement : par exemple, les substances dangereuses pour le milieu aquatique ou pour la couche d'ozone.

Aucune substance dangereuse n'est présente dans l'environnement immédiat des colis de déchets (les opérations où sont mises en jeu ces produits étant réalisées en dehors des opérations relevant du process nucléaire et donc en l'absence de tout colis de déchet) ; elles ne sont donc pas susceptibles de porter atteinte à cette cible de sûreté.

Néanmoins, dans l'INB, des substances dangereuses utilisées pour des opérations de maintenance seraient susceptibles d'agresser d'autres cibles de sûreté que les colis de déchets. Elles sont identifiées ci-après.

5.3.3.10.2 Localisation

Les façades d'accostage sont munies de joints gonflables (cf. Figure 5-25) permettant d'assurer un confinement statique. Lorsque les façades d'accostage sont en interface avec des locaux dans lesquels de l'acétone est mis en œuvre, l'acétone étant classée corrosive vis-à-vis des matières plastiques, le risque d'endommagement des joints gonflables consécutif à une projection est à prendre en compte.

Cela concerne :

- le parc à hottes, dans lequel trois façades d'accostage sont en interface avec les cellules de mise en hotte HA et hotte MA-VL ;
- la zone d'accostage MA-VL, dans laquelle la façade d'accostage constitue une interface avec la cellule de manutention des alvéoles de stockage MA-VL (cf. Figure 5-24).

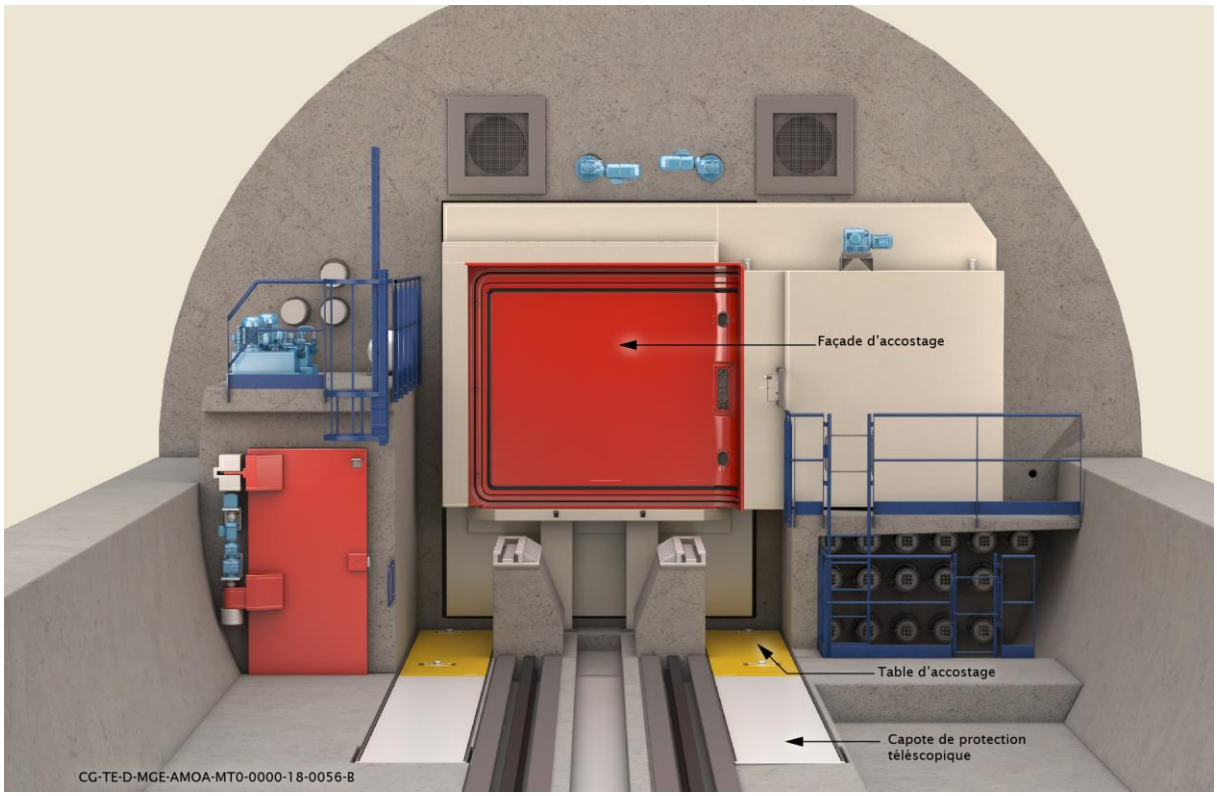


Figure 5-24 Illustration de la façade d'accostage d'un alvéole de stockage MA-VL

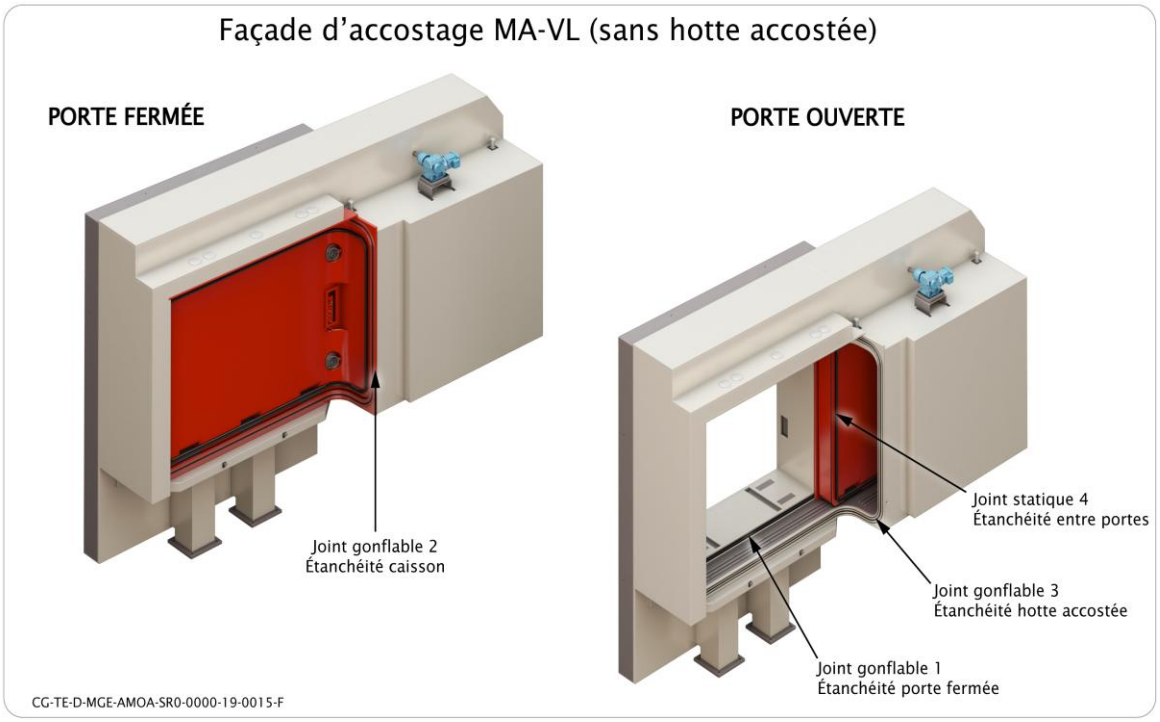


Figure 5-25 *Illustration des joints gonflables de la façade d'accostage d'un alvéole de stockage MA-VL*

5.3.3.10.3 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La principale disposition pour prévenir l'endommagement des joints gonflables repose sur la formation des opérateurs à la manipulation de l'acétone (connaissance du caractère corrosif pour les matières plastiques et de la vulnérabilité des joints gonflables, mise en œuvre de volumes limités, précautions lors de la manipulation, etc.).

b) Surveillance

Lors de la mise en œuvre de l'acétone, les opérateurs sont chargés de surveiller visuellement l'état des joints gonflables et, en cas de projection accidentelle, de les nettoyer pour éviter toute attaque chimique.

L'intégrité des joints gonflables est également surveillée en continu par une mesure de la pression des joints. En cas de détection d'une baisse de pression, traduisant une dégradation du confinement statique, l'exploitation est mise en sécurité pour procéder aux opérations de remise en état des joints.

c) Limitation des conséquences

En cas de contact de l'acétone avec les joints gonflables, une maintenance curative est réalisée pour rétablir la fonction de confinement portée par la façade d'accostage (ex : installation d'une tape, c'est-à-dire une pièce permettant d'obstruer une ouverture, pour reconstituer le confinement statique durant les opérations de changement du joint).

5.3.3.11 Risques liés à l'émission de projectiles

5.3.3.11.1 Description et localisation

Les risques liés à l'émission de projectiles concernent des pièces mises en mouvement susceptibles d'agresser, en cas de défaillance, une cible de sûreté ou un équipement participant à l'accomplissement d'une fonction de sûreté. Cela concerne les pales des ventilateurs de soufflage et d'extraction. L'évènement redouté correspond à la projection d'une pale en provenance d'un ventilateur défaillant et susceptible de porter atteinte à un autre ventilateur.

Les ventilateurs concernés sont situés :

- dans les locaux du bâtiment nucléaire de surface EP1 ;
- dans les usines de soufflage et d'extraction air vicié associées à l'installation souterraine ;
- dans les recoupes techniques de l'installation souterraine (pour le conditionnement d'air des locaux contenant des équipements sensibles à la température).

5.3.3.11.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

Les dispositions de prévention reposent principalement sur la conception des ventilateurs et leur maintenance périodique :

- la sélection, à la conception, de ventilateurs classiquement utilisés dans l'industrie nucléaire et répondant aux normes en vigueur (NF ISO 17873 de 2006 (66)). Un point de vigilance est en particulier accordé sur les soudures des roues et des moyeux des ventilateurs et sur l'équilibrage des rotors ;
- la présence de dispositifs permettant de limiter la vitesse de rotation des éléments tournants afin de réduire l'énergie cinétique générée par la masse mise en mouvement, associés à des seuils de mise en garde de vitesse haute, par exemple ;
- la présence de grilles de protection autour des pales, afin d'écarter tout risque de projection en cas de rupture ;
- la réalisation d'opérations de maintenance préventive pour vérifier l'état des ventilateurs.

b) Surveillance

La défaillance des ventilateurs est surveillée via des dispositifs de type capteurs de mesure de la vitesse de rotation des ventilateurs.

En cas de détection de survitesse (mise en garde de vitesse haute), le ventilateur est mis à l'arrêt et des actions de maintenance correctives sont mises en place.

c) Limitation des conséquences

La limitation des conséquences liées à l'émission de projectiles conduisant à l'endommagement d'un ventilateur repose sur la ségrégation physique des ventilateurs, permettant, en cas de défaillance de l'un d'entre eux, de ne pas affecter un autre ventilateur.

5.3.3.12 Risques liés aux équipements sous pression

5.3.3.12.1 Description et localisation

Les équipements sous pression (ESP) font référence aux capacités et tuyauteries associées permettant de distribuer des fluides sous pression dans l'installation (ex : azote, air comprimé). Leur rupture est susceptible d'entraîner la perte de l'utilité associée ou l'endommagement de cibles de sûreté situées dans l'environnement proche des capacités.

Dans l'INB Cigéo, ce risque concerne :

- les capacités tampon de la centrale de production et de distribution d'air comprimé de l'installation nucléaire de surface EP1 ;
- le réseau d'air comprimé nécessaire pour les besoins du procédé ou de la maintenance (par exemple, pour actionner les moteurs pneumatiques, pour tester l'efficacité des filtres, pour gonfler les joints gonflables des façades d'accostage des hottes et des portes assurant la fonction de confinement, pour le poste de soudage pour la fermeture du colis de stockage HA, etc.) ;
- le réservoir d'air comprimé de l'unité de production d'air comprimé situé dans la zone d'accostage des cellules de manutention des alvéoles MA-VL.

5.3.3.12.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

Les dispositions de prévention visent en premier lieu à éviter la rupture des capacités sous pression. Ceci repose d'une part, sur le respect de la réglementation relative à la mise en service des équipements sous pression et d'autre part, sur des dispositions techniques :

- Respect de la réglementation :
  - ✓ la conception selon les normes européennes pour la fabrication des équipements sous pression (telle que la Directive européenne « équipements sous pression ») pour et selon des technologies déjà éprouvées dans l'industrie ;
  - ✓ le marquage de l'ESP (conformité UE) ;
  - ✓ la déclaration et l'essai de mise en service effectués par un organisme agréé ;
  - ✓ l'utilisation selon les normes en vigueur et associée à une maintenance périodique ;
  - ✓ l'inspection périodique réalisée par un organisme agréé et la requalification de l'équipement tous les 10 ans.
- Dispositions techniques :
  - ✓ la mise en place de systèmes anticorrosion (protection cathodique) permettant de prévenir le risque de fragilisation de l'enveloppe des capacités sous pression ;
  - ✓ la protection des capacités sous pressions par la mise en place de protections antichocs.

b) Surveillance

Des capteurs de pression (de type manomètres) installés sur les équipements permettent de détecter tout défaut de pression. En cas de détection de pression haute ou basse dans le réseau concerné, l'équipement est mis à l'arrêt pour procéder aux opérations de maintenance corrective.

c) Limitation des conséquences

Afin de limiter la montée en pression en deçà de la pression maximale admissible et de prévenir toute rupture des capacités sous pression, des accessoires de sécurité de type soupapes de sécurité sont mis en place sur les équipements.

5.3.3.13 Risques liés au vieillissement des équipements et des ouvrages

5.3.3.13.1 Description et localisation

Le vieillissement est la transformation ou la modification que subit un ouvrage ou un équipement par le simple effet du temps ou par l'effet des conditions d'ambiance auxquelles il est soumis. Il s'agit d'un phénomène normal et inéluctable, qui peut se traduire notamment par des dysfonctionnements ou défaillances de plus en plus fréquents d'un matériel voire une panne empêchant son fonctionnement.

La gestion du vieillissement inclut aussi l'obsolescence des équipements, considérée comme un « vieillissement technologique » sur le plan commercial, technique ou réglementaire. Les équipements ayant une obsolescence à caractère technologique intrinsèque sont les contrôles-commandes (matériels et logiciels), les automates programmables, les relais et les câbles.

5.3.3.13.2 Dispositions de maîtrise des risques

Les moyens mis en œuvre pour maîtriser le vieillissement sont une combinaison de solutions techniques et organisationnelles reposant sur :

- des dispositifs/équipements ou matériaux adaptés à l'usure ou à l'environnement ;
- des opérations de maintenance/jouvence.

La gestion du vieillissement recouvre aussi des aspects non techniques comme les facteurs organisationnels et humains (gestion des connaissances par la formation et le renouvellement du personnel) et la collecte des données et l'archivage (gestion documentaire).

a) Prévention

Une démarche proactive est mise en œuvre dès la conception afin de s'assurer que des mesures techniques et organisationnelles sont en place pour gérer les mécanismes de vieillissement des équipements et ouvrages, en tenant compte du retour d'expérience, de normes et de réglementations, ainsi que des recommandations des instances internationales.

Les exigences de conception permettent de prévenir le risque de vieillissement des structures de génie civil, notamment des installations nucléaires de surface, des liaisons surfaces-fond et des ouvrages souterrains. Les matériaux sont notamment spécifiquement choisis pour être résistants à la corrosion ou aux rayonnements ionisants.

En complément, un programme de maintenance et de surveillance adapté aux équipements conçus est prévu sur la base des données capitalisées lors de la conception et consolidé notamment dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté tout au long de la phase de fonctionnement : taux de défaillance, durée de vie moyenne, mécanismes de dégradation prévisibles jusqu'à la défaillance.

De plus, le risque de vieillissement prématuré est réduit par le maintien de conditions d'ambiance favorables avec des variations limitées (incluant la protection vis-à-vis des rayonnements ionisants), une organisation performante pour assurer une intervention de qualité et une i des procédés (pour se prémunir contre les défaillances aléatoires du matériel).

Par exemple, les dispositions suivantes permettent de prévenir la dégradation du béton des ouvrages :

- les descenderies et galeries de l'installation souterraine sont ventilées, ce qui permet de conserver des conditions ambiantes relativement homogènes (entre 40 % et 70 % d'hygrométrie relative, c'est-à-dire des conditions favorables pour le béton et classiques dans les INB) ;
- la vérification du non-dépassement du critère de 65 °C dans les alvéoles MA-VL.

b) Surveillance

En complément des jouvences planifiées et des contrôles réalisés dans le cadre de la maintenance préventive, des dispositions de surveillance sont mises en place pour détecter tout vieillissement précoce des matériaux et équipements nécessaires au bon fonctionnement des installations.

De plus, dès le début de l'exploitation, des fiches d'analyse du suivi du vieillissement des équipements sont établies en se basant sur la durée de vie de l'équipement fournie par le fabricant. L'observation de la croissance du taux de défaillance est un indicateur de vieillissement qui va alimenter ces fiches d'analyse et permettre d'optimiser la maintenance préventive. Un relevé systématique de l'usure doit également être réalisé sur les composants et organes essentiels à la sûreté et la fiabilité.

c) Limitation des conséquences

La redondance dans le process (par exemple les systèmes de freinage des ponts de manutention), la présence de deux voies d'alimentation électrique sont également un moyen efficace de se prémunir des conséquences de défaillances aléatoires du matériel dues au vieillissement.

En outre, une maintenance corrective (réparation) est effectuée en cas de détection de défaut ou de défaillance sur les ouvrages et les équipements.

5.3.4 Les risques liés aux agressions externes

5.3.4.1 Risques liés à la chute d'aéronef

5.3.4.1.1 Description et localisation

a) Présentation des risques et des cibles

Les risques liés aux chutes d'aéronefs font référence à deux sources de dangers, les avions et les hélicoptères.

Compte tenu de la présence d'un héliport au nord-est de la zone descenderie, les risques liés aux hélicoptères sont pris en compte dans la démonstration de sûreté mais ils ne sont pas développés dans la suite du document dans la mesure où leurs caractéristiques (masse, vitesse, etc.) permettent de considérer que les conséquences de leur chute accidentelle, de même nature, sont couvertes par celles des avions.

En France, l'analyse des risques liés aux chutes d'avions est menée conformément à la règle fondamentale de sûreté I.1.a du 7 octobre 1992 édictée par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (26). Elle considère l'aviation générale, commerciale ou militaire (la masse et la vitesse de l'aviation militaire étant la plus élevée).

L'application de cette RFS conduit à réaliser une évaluation de la probabilité de chute d'avion sur chacune des cibles identifiées dans l'INB et pour chacune des familles d'aviation, puis de comparer les résultats aux objectifs définis dans la RFS, à savoir :

« *L'objectif retenu est que la probabilité globale qu'un atelier puisse être à l'origine de rejets inacceptables ne dépasse pas* 10^{-6} *par an. Il convient de considérer qu'une famille de sources d'agressions provenant d'une des trois familles d'avions (…) doit être prise en compte dans le dimensionnement de l'atelier si la probabilité qu'elle puisse conduire à des rejets inacceptables est supérieure à* 10^{-7} *par an.* ».

Les « ateliers » définis au titre de la RFS I.1.a du 7 octobre 1992 correspondent aux différents bâtiments de l'INB. Les bâtiments et ouvrages retenus comme cibles vis-à-vis d'une chute d'avion sont ceux contenant des substances radioactives (colis de déchets) ou ceux nécessaires à la maîtrise de la sûreté. Les bâtiments et ouvrages concernés sont donc les suivants :

- au niveau de la zone descenderie :
  - ✓ bâtiment nucléaire de surface (incluant le bâtiment EP1, la tête de descenderie colis et le bâtiment de déchargement des emballages de transport à déchargement horizontal) ;
  - ✓ tête de descenderie service ;
  - ✓ terminal ferroviaire nucléaire ;
  - ✓ centrale électrique de secours ;
  - ✓ cuves de fioul de la centrale de secours[67] ;
  - ✓ pomperies et réservoirs incendie.
- au niveau de la zone puits :
  - ✓ émergences du puits ventilation air vicié exploitation ;
  - ✓ émergences du puits ventilation air frais exploitation ;
  - ✓ centrale électrique de secours ;
  - ✓ cuves de fioul de la centrale de secours[67] ;
  - ✓ pomperies et réservoirs incendie.

Les ouvrages souterrains ne sont pas directement impactés par la chute d'aéronefs compte tenu de leur profondeur d'implantation. Seules les émergences des puits et descenderies qui abritent des équipements associés à des fonctions de sûreté ou nécessaires à la mise et au maintien à l'état sûr de la partie souterraine de l'installation sont identifiées comme cibles.

b) Environnement aérien

Concernant l'aviation générale, les aérodromes implantés actuellement dans un rayon de 30 km autour des installations de surface de l'INB sont :

- Joinville - Mussey, situé à environ 15 km au sud-ouest ;
- Saint - Dizier, situé à environ 20 km à l'ouest ;
- Bar - le - Duc, situé à environ 25 km au nord ;
- Neufchâteau, situé à environ 30 km à l'est.

Concernant l'aviation commerciale, les aérodromes les plus proches sont ceux d'Épinal (situé à 50 km à l'est) et de Nancy-Essey (situé à 55 km à l'est).

Concernant l'aviation militaire, les bases aériennes les plus proches sont la base 113 de Saint-Dizier (située à 35 km à l'ouest) et la base 133 de Nancy - Ochey (située à 47 km à l'est).

Les zones puits et descenderies sont situées :

- hors zone base militaire (distance supérieure à 30 km de la base militaire le plus proche) ;
- hors zone aérodrome d'aviation générale (distance supérieure à 5 km de l'aérodrome le plus proche) et à moins de 20 km de l'aérodrome de Joinville (vols locaux) pour les installations de la zone descenderie ;
- hors zone aérodrome d'aviation générale (distance supérieure à 5 km de l'aérodrome le plus proche) et à plus de 20 km de l'aérodrome de Joinville (vols de voyages) pour les installations de la zone puits ;
- hors zone aérodrome d'aviation commerciale (distance supérieure à 20 km de l'aérodrome le plus proche) et sous couloir aérien.

[67] Compte tenu de l'implantation des cuves de fioul à distance de la centrale de secours, ces cuves sont analysées indépendamment de la centrale de secours vis-à-vis des risques liés aux chutes d'avions.

c) Identification des cibles dont les probabilités de chute sont supérieures à l'objectif de sûreté

Au regard de l'environnement aérien autour de l'INB, les probabilités de chute d'avion (pour l'aviation générale, l'aviation commerciale et l'aviation militaire) calculées en application de la RFS I.1.a sont supérieures à 10^{-7} an^{-1} dans les cas présentés dans le tableau suivant.

Tableau 5-3 Probabilités de chute d'avion calculées en application de la RFS I.1.a

Cibles	Type d'aviation pour lequel la probabilité de chute est supérieure à 10^{-7}/an
Bâtiment nucléaire de surface	Aviation générale Aviation militaire
Émergences du puits ventilation air vicié exploitation	Aviation générale
Émergences du puits ventilation air frais exploitation	Aviation générale
Tête de descenderie de service	Aviation générale
Centrales de secours de la zone puits et de la zone descenderie	Aviation générale
Pomperies et centrales incendie de la zone puits et descenderie	Aviation générale
Terminal ferroviaire nucléaire	Aviation générale

5.3.4.1.2 Dispositions de maîtrise des risques

D'une manière générale, le site est positionné à distance des aérodromes de la région (aérodrome de Joinville à 20 km, base aérienne militaire de Saint-Dizier à 35 km) et des couloirs de survol aérien (haute altitude pour les vols commerciaux, et en dehors des zones de survol militaire).

Les dispositions de maîtrise des risques associés à la chute d'aéronef sont des dispositions de limitation des conséquences reposant sur la conception et le dimensionnement des installations. Ces dispositions sont mises en place afin de protéger les cibles de sûreté, en particulier les colis de déchets.

Pour les installations de surface, lorsque l'analyse des probabilités menée conformément à la RFS I.1.a (26) révèle que le risque de chute d'aéronef ne peut être écarté, la maîtrise des risques repose essentiellement sur le dimensionnement du génie civil des bâtiments et/ou la protection des bâtiments et des équipements. À titre d'exemple, dans le cas du bâtiment nucléaire de surface, le génie civil des bâtiments est dimensionné à l'impact d'une chute d'avion. Les voiles et dalles extérieurs sont dimensionnés pour conserver leur intégrité. Des fissures sont envisageables mais l'absence de perforation du génie civil est assurée.

En outre, afin de maîtriser les risques induits par un incendie du kérosène de l'aéronef dans le bâtiment, les dalles situées au-dessus des locaux contenant des colis de déchets sont dimensionnées pour être résistantes à l'incendie de kérosène qui s'infiltrerait dans le bâtiment par les éventuelles fissures de la première dalle.

Le tableau suivant synthétise les dispositions de maîtrise des risques retenues pour tous les bâtiments dont la probabilité de chute dépasse 10^{-7}/an.

Tableau 5-4 Dispositions de maîtrise des risques liés à la chute d'aéronef pour les cibles concernées

Bâtiment/ouvrage en zone descenderie (ZD) ou en zone puits (ZP)	Dimensionnement des structures	Autres exemples de dispositions de maîtrise (et recalcul éventuel de la probabilité de chute compte-tenu de ces dispositions)
Bâtiment nucléaire de surface	OUI Dimensionnement des voiles et dalles extérieures pour conserver leur intégrité	Coques avions[68] disposées au-dessus des cibles de sûreté devant rester fonctionnelles après une chute d'avion (ex : au-dessus des locaux d'extraction et de la salle de conduite centralisée). Mise en place de rétentions et/ou liners pour maîtriser les infiltrations de kérosène de l'aéronef. Mise en place de joints d'étanchéité qualifiés à un feu de kérosène au niveau des trémies communiquant entre les niveaux supérieurs.
Puits de ventilation air vicié exploitation	OUI Dimensionnement du génie civil extérieur de l'usine de ventilation, des carneaux de ventilation, de la tête de puits et de l'émissaire de rejet	Dimensionnement aux vibrations des équipements actifs du réseau de ventilation et des fonctions support associées afin de rester fonctionnels. Mise en place de liner pour maîtriser les infiltrations de kérosène de l'aéronef.
Puits de ventilation air frais exploitation	NON	En cas de perte du puits ventilation air frais exploitation, l'apport d'air neuf peut être assuré par la descenderie service via l'ouverture des portes de la tête de descenderie service. Cette mesure compensatoire permet ainsi de maintenir les fonctions de sûreté même si le puits ventilation air frais est perdu.
Tête de descenderie service	NON	Les conséquences d'une chute d'avion sur la tête descenderie service sont la perte de l'accès par cette zone à l'installation souterraine et la perte de la capacité de désenfumage de la descenderie service. Or l'accès aux ouvrages souterrains reste maintenu *via* le puits ventilation air frais exploitation situé en zone puits.

[68] Une coque avion est constituée d'une première dalle de béton armée et d'un espace de confinement créé par une seconde dalle

Bâtiment/ouvrage en zone descenderie (ZD) ou en zone puits (ZP)	Dimensionnement des structures	Autres exemples de dispositions de maîtrise (et recalcul éventuel de la probabilité de chute compte-tenu de ces dispositions)
Centrales de secours[69] (ZP et ZD)	NON	Disposition d'écartement à des distances suffisantes des postes de distribution normal/secours vis-à-vis du poste de production/distribution 20 kV afin de prévenir l'agression commune des postes de distribution et du poste de production/distribution. Disposition d'écartement à des distances suffisantes de chaque poste de distribution 20 kV afin de prévenir l'agression concomitante de ces deux postes.
Pomperies et réservoirs incendie (ZP et ZD)	NON	Disposition d'écartement entre les réservoirs pour exclure la perte de plusieurs réservoirs simultanément (les réservoirs sont dimensionnés pour assurer unitairement les besoins en eau incendie).
Terminal ferroviaire nucléaire en ZD	NON	Exigence d'exploitation visant à écarter les convois afin de mettre une distance suffisante pour exclure l'agression concomitante de deux convois d'emballages de transport L'écartement entre les emballages de transport sur un même convoi est d'environ 15 mètres, distance supérieure à un avion de type aviation générale retenue à 11 mètres. La probabilité de chute sur un convoi réévaluée compte tenu de l'exigence d'exploitation mise en place est alors inférieure à 10^{-7}/an.

[69] Une centrale de secours est prévue pour chaque poste de livraison et de transformation électrique (un poste pour la zone descenderie et un poste pour la zone puits) afin d'assurer l'alimentation électrique en cas de perte du réseau RTE. Chaque ouvrage « centrale de secours » est composée de trois bâtiments distincts : le poste de production/distribution électrique 20 kV fournissant l'électricité en secours, le poste de distribution normal/secours 20 kV, Voie A, et le poste de distribution normal/secours 20 kV, Voie B.

5.3.4.2 Risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication

Ce chapitre a pour objectif de présenter les risques liés aux installations et activités situées ou exercées hors du périmètre INB et susceptibles de porter atteinte aux ouvrages et équipements situés dans le périmètre de l'INB Cigéo. Il s'agit donc d'installations et activités pouvant être situées ou exercées :

- à l'extérieur du centre de stockage ;
- sur le centre de stockage, mais hors du périmètre de l'INB Cigéo (cf. Chapitre 2 du présent document).

5.3.4.2.1 Description et localisation

L'analyse montre que les installations situées dans l'environnement industriel et les voies de communication qui peuvent présenter des risques pour l'INB sont limitées. Il s'agit notamment :

- d'ICPE classées SEVESO et situées à plus de 25 km du site ;
- d'ICPE soumises à différents régimes et situées à proximité du centre de stockage :
  - ✓ l'installation SYNDIESE de production de biocarburant située au Nord-Ouest de Saudron, à environ 2 km de la zone descenderie et 4,5 km de la zone puits ;
  - ✓ le Laboratoire de recherche souterrain de Bure situé à proximité de la zone descenderie ;
  - ✓ la station-service de Bure, située à une distance supérieure à 500 mètres du périmètre INB.
- de voies routières secondaires de trafic relativement faible (routes départementales) permettant d'accéder au site, telles que les routes départementales D960 (en Meuse)/D60 (en Haute-Marne) reliant les communes de Saudron et de Mandres-en-Barois ;
- d'une voie ferrée privée créée dans le cadre du projet global Cigéo, entre la ligne existante à Gondrecourt-le-Château et la zone descenderie, afin notamment d'acheminer les emballages de transport des colis de déchets vers le terminal ferroviaire INB ;
- de voies fluviales consistant en trois canaux navigables ; au nord, le canal de la Marne au Rhin et le canal de la Meuse et à l'ouest, le canal entre Champagne et Bourgogne ;
- d'une ligne à très haute-tension passant à environ 300 m au nord de la zone descenderie et 2 km au sud de la zone puits. Elle alimentera un poste RTE à partir duquel deux artères enterrées desserviront les deux sites de surface. ;
- des installations situées sur le centre de stockage (stockage et distribution de carburant, chaudières.) mais hors du périmètre INB.

5.3.4.2.2 Disposition de maîtrise des risques

La maîtrise des risques repose sur des dispositions de limitation des conséquences consistant en :

- un éloignement suffisant des sources de danger par rapport aux ouvrages et équipements situés dans l'INB ;
  - ✓ les installations situées à des distances kilométriques ne sont pas susceptibles de porter atteinte à l'INB (installations classées SEVESO, SYNDIESE, voies fluviales, ligne haute tension) ;
  - ✓ les sources de danger extérieures au centre de stockage et présentant des risques pour l'INB sont limitées aux ICPE proches des zones descenderies et puits :
  - ✓ pour le Laboratoire de recherche souterrain de Bure, le scénario accidentel lié à l'activité du Laboratoire est l'incendie d'un camion-citerne de gazole. Le seuil d'effet étant de 25 m, aucun impact n'est attendu sur l'INB ;
  - ✓ pour la station-service de Bure, les zones d'effets sont inférieures à 115 mètres. La station-service étant située à une distance supérieure à 500 mètres du périmètre INB, aucun impact n'est attendu.
- un dimensionnement des ouvrages et équipements susceptibles d'être impactés par les risques présentés par l'environnement industriel et les voies de communication en termes d'effets thermiques et de surpression (camions citernes et de carburant circulant sur les voies routières sur le centre de stockage Cigéo).

5.3.4.3 Risques liés au séisme

5.3.4.3.1 Description et localisation

a) Présentation du contexte et de l'aléa sismiques

Le site d'implantation de l'INB s'inscrit dans le Bassin parisien dont l'histoire géologique est bien connue. La structure générale de cette zone se présente comme une succession de couches sédimentaires à dominante argileuse ou calcaire. Le domaine géologique stable se caractérise par une activité sismique extrêmement faible, comme le prouvent les enregistrements de sismicité instrumentale (écoute sismique depuis 1961 à l'échelle de la France, ciblée sur le secteur de Meuse/Haute-Marne depuis 2001) et les chroniques historiques (séismes ayant été ressentis ou ayant occasionné des dégâts au cours des derniers 1 000 ans).

La composante horizontale du spectre de sol du séisme de dimensionnement (SDD) est présentée au tableau 5-5.

Tableau 5-5 Composante Horizontale du spectre de sol du séisme de dimensionnement (SDD)

Fréquence (Hz)	0,50	1	1,2	1,5	1,7	2	2,5	3,5	5	10	35	40
Accélération (g)	0,05	0,07	0 ,08	0,1	0,11	0,13	0,17	0,25	0,32	0,39	0,2	0,19

La composante verticale est obtenue en multipliant les accélérations de la composante horizontale par 2/3.

Ce spectre de sol du séisme de dimensionnement, illustré par ailleurs à la figure 5-26, est utilisé pour le dimensionnement du génie civil des installations. Le dimensionnement des équipements et des composants présents dans ces installations s'effectue à partir des spectres de réponse (spectres de plancher) des installations dans lesquelles se trouvent les différents équipements. Les sollicitations sismiques des composants et équipements diffèrent donc suivant leur localisation dans les installations.

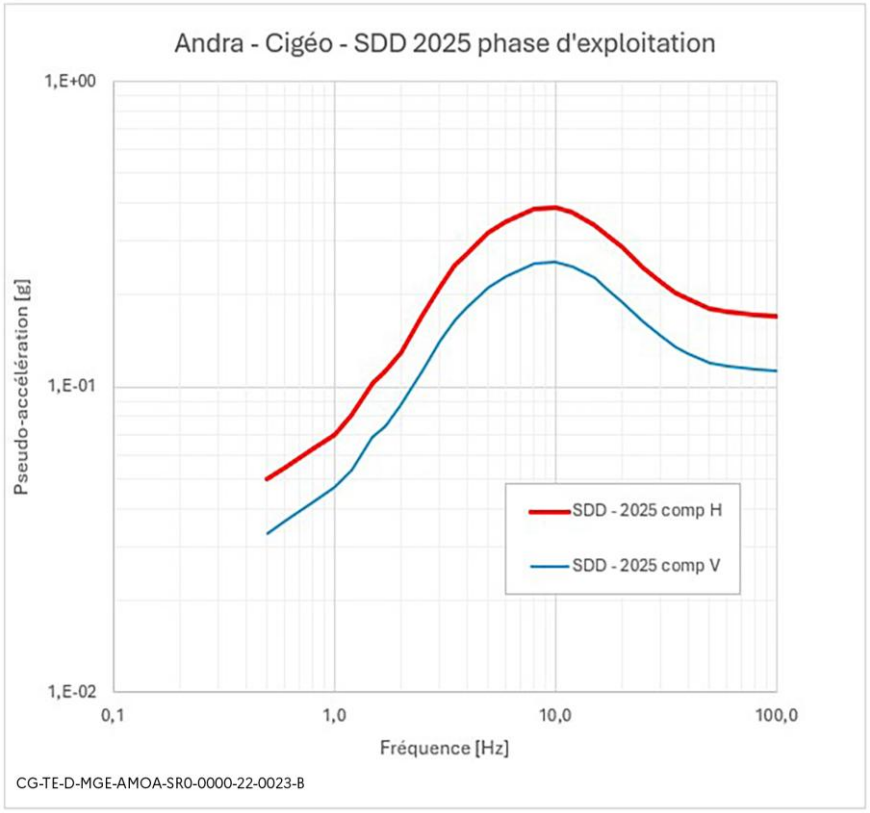


Figure 5-26 *Spectre de sol du séisme de dimensionnement (SDD) - composantes horizontale et verticale*

b) Identification des cibles

Le séisme peut être la cause de la dégradation ou de la perte d'équipements importants pour la sûreté, soit par destruction directe de ces équipements soit par des agressions induites (création de projectiles, perte d'alimentation électrique, chute de charge, perte du refroidissement, incendie…). En surface, les bâtiments et ouvrages concernés par le risque sismique sont les suivants :

- au niveau de la zone descenderie :
  - ✓ bâtiment nucléaire de surface (incluant le bâtiment EP1, la tête de descenderie colis et le bâtiment de déchargement des emballages de transport à déchargement horizontal) ;
  - ✓ tête de descenderie service ;
  - ✓ terminal ferroviaire nucléaire ;
  - ✓ centrale électrique de secours ;
  - ✓ stockage de fioul de la centrale de secours[70] ;
  - ✓ pomperies et réservoirs incendie ;
  - ✓ le bâtiment santé sécurité environnement intégrant le Poste central de Sécurité (PCS) et le poste de commandement et de coordination (PCC).
- au niveau de la zone puits :
  - ✓ émergences du puits ventilation air vicié exploitation ;
  - ✓ émergences du puits ventilation air frais exploitation ;
  - ✓ centrale électrique de secours ;
  - ✓ stockage de fioul de la centrale de secours[67] ;
  - ✓ pomperies et réservoirs incendie.

[70] Compte tenu de l'implantation des cuves de fioul à distance de la centrale de secours, ces cuves sont analysées indépendamment de la centrale de secours vis-à-vis des risques liés au séisme.

En plus de ces cibles situées en surface, les ouvrages souterrains sensibles du point de vue du risque sismique sont également :

- la descenderie colis ;
- la descenderie de service ;
- les puits de ventilation d'air frais et d'air vicié exploitation ;
- la zone de soutien logistique exploitation dédiée à la circulation des hottes et à la ventilation de l'installation souterraine ;
- les galeries et les alvéoles de stockage HA et MA-VL.

5.3.4.3.2 Dispositions de maîtrise des risques

L'identification des cibles concernées par les risques liés au séisme conduit à la mise en œuvre de dispositions de maîtrise reposant sur :

- le dimensionnement au séisme des ouvrages et équipements nécessaires au maintien des fonctions de sûreté et/ou des objectifs de protection ;
- la tenue au séisme de cibles spécifiquement identifiées dans le but de faciliter la gestion post-accidentelle ou la remise en service de l'installation.

Les exigences de performance associées à chacun des ouvrages/équipements sont définies en fonction des conséquences potentielles de leur défaillance. Ces exigences portent sur la stabilité, l'intégrité et la tenue fonctionnelle des composants après séisme ou leur tenue fonctionnelle pendant et après séisme.

Les ouvrages dimensionnés pour assurer un non-effondrement et ne pas devenir projectiles en cas de séisme sont présentés dans le tableau suivant.

Tableau 5-6 Ouvrages et bâtiments dimensionnés au séisme

Zone	Ouvrage, bâtiment
Descenderie	Bâtiment nucléaire de surface EP1
	Bâtiment de déchargement des emballages de transport à déchargement horizontal (ETH)
	Tête de descenderie colis
	Tête de descenderie de service
	Bâtiment sûreté, sécurité, environnement
	Centrale de secours et poste de distribution 20 kV
	Réservoirs fuel pour centrale de secours
Puits	Émergences du puits de ventilation d'air frais exploitation
	Émergences du puits ventilation air vicié exploitation
	Centrale de secours et poste de distribution 20 kV
	Réservoirs fuel pour centrale de secours

Zone	Ouvrage, bâtiment	
Installation souterraine	Quartier de stockage MA-VL	Alvéoles MA-VL Galeries MA-VL et recoupes
	Quartier pilote HA et quartier de stockage HA	Alvéoles HA Galeries HA et recoupes
	Quartier zone de soutien logistique	ZSL exploitation
	Zone exploitation	Puits exploitation
		Descenderie colis
		Descenderie de service et recoupes

5.3.4.4 Risques liés à l'inondation externe

Nota : au titre de l'article 2.3.3.3 du guide n° 13 de l'ASN relatif à la protection des INB contre les inondations externes (67), les dysfonctionnements ou les ruptures d'ouvrages, de circuits ou d'équipements qui pourraient conduire au déversement d'une quantité significative d'eau se trouvant à proximité du site et sur le site, à l'extérieur des bâtiments nucléaires, sont étudiés en tant qu'agression externe, d'où leur place dans ce chapitre relatif aux risques liés à l'inondation externe.

5.3.4.4.1 Description et localisation

Les risques liés à l'inondation externe pour les installations nucléaires de surface sont liés à la présence d'eau (pluies, crues, tempêtes, rupture de tuyauteries ou de bassins extérieurs aux bâtiments nucléaires...). Vis-à-vis de l'installation souterraine, le principal risque est lié à l'infiltration d'eau (eau d'exhaure) provenant des aquifères traversés par les liaisons surface-fond, les descenderies (y compris la tête de descenderie) et les puits.

Les conséquences d'une inondation externe sont principalement une entrée d'eau dans les installations sensibles pouvant conduire à des risques de dissémination de substances radioactives, de perte d'alimentation électrique ou encore d'incendie (par création de court-circuit).

5.3.4.4.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention et limitation des conséquences

Les risques associés aux pluies sont maîtrisés par la mise en place de réseaux de collecte des eaux pluviales. Ces réseaux de collecte sont équipés de plusieurs bassins de rétention.

Les réseaux de collecte des eaux pluviales et les bassins associés permettent de faire face à une pluviométrie exceptionnelle, c'est-à-dire qu'ils peuvent collecter et contenir un volume d'eau statistiquement atteint moins d'une fois tous les 100 ans. Il est aussi vérifié que, même dans le cas d'une obstruction du réseau de collecte, le ruissellement en surface des eaux pluviales n'engendrerait pas de conséquences sur la sûreté de l'installation.

Les risques associés aux remontées de nappe phréatique concernent les bâtiments de surface des zones descenderie et puits (bâtiment nucléaire de surface « EP1 », têtes de descenderies et émergences des puits de ventilation). Des dispositifs d'étanchéité sont mis en place afin de les protéger.

La maîtrise des risques liés aux infiltrations dans les liaisons surface-fond (descenderies et puits) est assurée par un revêtement étanche au niveau des Calcaires du Barrois. Le puits de ventilation d'extraction d'air vicié de la zone en exploitation est quant à lui équipé de ce revêtement sur toute sa hauteur pour limiter le besoin d'y accéder. Par ailleurs, des caniveaux et des gouttières permettent de récupérer et d'acheminer de manière gravitaire les éventuelles eaux collectées dans les liaisons surface-fond vers des rétentions dédiées à chaque zone, situées à l'écart des zones de stockage des colis de déchets radioactifs en zone d'exploitation nucléaire. Dans chaque zone, ces rétentions sont connectées entre elles en partie haute, afin d'assurer la fonction de trop plein. Les eaux sont remontées en surface pour analyse et traitement adapté. Tous les dispositifs sont conçus avec des marges de dimensionnement et font l'objet de surveillance et de maintenance régulière.

b) Surveillance

Concernant les réseaux de collecte et de relevage des eaux d'exhaure (c'est-à-dire des infiltrations d'eau en milieu souterrain), des contrôles périodiques de bon fonctionnement sont réalisés sur les équipements (pompes et vannes).

Le dispositif d'étanchéité par géomembranes des parois enterrées des ouvrages de surface est doté d'un système de surveillance et d'un dispositif de nettoyage (maintenance curative) permettant d'assurer le bon fonctionnement des systèmes de drainage.

La surveillance du bon fonctionnement des réseaux d'évacuation des eaux pluviales est assurée par une inspection visuelle lors des rondes de sécurité périodiques ou systématiques déclenchées en cas d'évènements pluvieux importants (alerte Météo France).

5.3.4.5 Risques liés aux températures extrêmes

5.3.4.5.1 Description

Les risques liés aux températures extrêmes, c'est-à-dire aux températures très chaudes ou très froides sont essentiellement associés au risque de perte de la ventilation lié à une défaillance de l'alimentation électrique ou des équipements de ventilation sensibles aux températures extrêmes.

Les installations nucléaires sont conçues pour fonctionner de manière permanente sur une plage de température allant de -15 °C à +35 °C sur toute la durée d'exploitation.

Il est aussi vérifié que la sûreté de l'installation n'est pas remise en cause pour des plages de températures extrêmes très larges, intégrant également des élévations de température dues à l'évolution climatique :

- de -20 °C à + 42 °C sur une période de 7 jours consécutifs ;
- de -25 °C à + 47 °C sur une période de 12 heures consécutives.

De manière enveloppe, ces températures sont considérées constantes sur toute la durée retenue. Les fluctuations de températures dues aux cycles jour/nuit ne sont pas considérées.

5.3.4.5.2 Dispositions de maîtrise des risques

La forte inertie des ouvrages en béton armé, dont une grande partie est enterrée, fait qu'ils sont peu sensibles aux températures extrêmes.

Certains matériels électriques sont sensibles au respect d'une plage de température d'ambiance pour leur fonctionnement (pour éviter le risque de surchauffe ou de panne). Ces matériels, lorsqu'ils assurent une fonction de sûreté, sont dans des locaux techniques disposant d'une ventilation conventionnelle, renforcée aux agressions externes.

En cas de risque d'atteinte d'une température très élevée de l'air extérieur (alerte Météo-France par exemple), les opérations sensibles (comme la manutention des colis de déchets radioactifs) pourront être arrêtées.

5.3.4.6 Risques liés aux vents extrêmes et aux tornades

5.3.4.6.1 Description

Le site d'implantation de l'INB est classé en région 2 en ce qui concerne les charges de vent (cf. NF EN 1991-1-4/NA/A2 de 2012 (68)). Ce classement correspond à une vitesse de référence des vents de l'ordre de 90 $km.h^{-1}$.

La rafale maximale de vent enregistrée à Saint-Dizier sur la période du 1er janvier 1981 au 1er septembre 2018 a atteint près de 160 $km.h^{-1}$ le 26 décembre 1999.

En ce qui concerne les tornades, l'INB est située en dehors des zones marquées par un retour d'expérience défavorable, à savoir les sites pour lesquels une tornade d'intensité EF5 ou plusieurs tornades d'intensité EF4 ont été observées dans un rayon de 50 km depuis 1680.

L'échelle de Fujita améliorée, ou EF (selon l'anglais *Enhanced Fujita*), est une échelle de classement de la force des tornades selon les dommages causés (classement de F0 à F5, F5 correspondant aux dommages les plus importants, avec des vitesses de vent supérieures à 320 $km.h^{-1}$).

Pour l'INB Cigéo, l'aléa retenu correspond à une tornade de type EF2, dont les caractéristiques retenues selon l'échelle améliorée de Fujita (*Enhanced Fujita* 2, EF2) sont les suivantes :

- vitesse maximale des vents de 198 $km.h^{-1}$;
- vitesse maximale de translation de 11 $m.s^{-1}$;
- chute de pression maximale de 24 mbar ;
- gradient de chute de pression de 6 $mbar.s^{-1}$;
- effets indirects : projectiles de type planche de bois et sphère métallique.

5.3.4.6.2 Dispositions de maîtrise des risques

La ventilation peut être sensible aux effets du vent. Ainsi, des dispositions spécifiques sont retenues. Il s'agit en particulier :

- du dimensionnement de la ventilation nucléaire des installations de surface et souterraine en tenant compte des pertes de charges dues à des vents extrêmes ;
- de chicanes sur les ouvertures, comme les bouches de ventilation, afin d'éviter qu'un projectile ne puisse endommager des équipements présents à l'intérieur de l'installation nucléaire ;
- de l'orientation des prises d'air et des émissaires de rejets en fonction du sens des vents dominants sur le site.

Il est à noter qu'il est possible d'arrêter provisoirement la ventilation le temps de l'évènement sans remettre en cause la sûreté. Les opérations d'exploitation des installations sont arrêtées et ces installations sont mises en sécurité (dépose des colis de déchets, mise en confinement statique des locaux contenant des radionucléides) avant cet arrêt de ventilation.

En ce qui concerne la tornade, pour faire face à cette situation, les installations sensibles sont dimensionnées pour résister au choc lié aux projectiles générés par la tornade.

5.3.4.7 Risques liés aux chutes de neige extrêmes

Les installations sensibles sont dimensionnées pour résister à une accumulation importante de neige sur les toitures. Certains bâtiments, comme le bâtiment nucléaire de surface sont conçus pour résister à des chargements beaucoup plus importants (notamment la résistance à la chute d'avions).

En complément, les prises d'air de la ventilation sont toutes situées en hauteur pour éviter les risques d'obstruction.

De plus, sur alerte vigilance de Météo France, les installations peuvent être mises en sécurité et les accès déneigés.

5.3.4.8 Risques liés à la foudre et aux interférences électromagnétiques

La foudre correspond à un phénomène naturel de décharge électrique de forte intensité.

Les phénomènes orageux se produisent essentiellement entre les mois de mai et septembre avec en moyenne trois à cinq jours d'orages durant cette saison, ce qui est globalement faible au regard de la moyenne française (12 jours) :

- la foudre peut conduire à des perturbations de l'alimentation électrique, des équipements électriques et électroniques voire engendrer un départ de feu ;
- la maîtrise des risques liés à la foudre repose d'une part, sur la surveillance des prévisions météorologiques et d'autre part, sur la mise en place de systèmes de protection contre la foudre tels que des dispositifs de capture et de mise à la terre des équipements métalliques conducteurs, des parafoudres sur les lignes haute tension et des parasurtenseurs au niveau des armoires électriques ;
- ces équipements permettent d'éviter le déclenchement d'un incendie lié à la foudre ou de protéger les installations électriques, pour permettre la continuité de service ;
- une interférence électromagnétique est un signal ou une émission qui peut entraîner des dysfonctionnements de systèmes électriques et électroniques (exemples : déclenchements intempestifs des moyens de manutention, pertes de capteurs de surveillance).

Les interférences électromagnétiques prépondérantes sont celles induites par les coups de foudre. Les dispositions de protection mises en place au titre du risque de foudre sont équivalentes et couvrent ainsi ces dernières.

5.3.4.9 Risques liés à l'incendie externe

5.3.4.9.1 Description et localisation

L'environnement du site, naturel et industriel, est à prendre en compte vis-à-vis des conséquences d'un incendie externe à proximité de l'INB.

L'environnement naturel est composé de forêts et d'espaces de verdure. Un risque d'incendie peut se produire en zone descenderie et en zone puits.

L'environnement industriel concerne :

- les installations fixes de réserves de carburant ou de fioul ;
- les véhicules du personnel ou nécessaires à l'exploitation ;
- les installations de chantiers de la zone travaux, notamment les zones d'entreposage de produits dangereux et de déchets de chantier (bennes ou conteneurs).

5.3.4.9.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

Les dispositions de prévention reposent principalement sur des mesures visant à maîtriser l'occurrence d'un feu à proximité des installations situées en surface dans la zone puits et la zone descenderie, en limitant les sources de dangers à proximité.

Pour l'environnement naturel, compte tenu du type de végétation au niveau de l'implantation de l'INB et du climat de la région Grand Est - Alsace - Champagne - Ardenne - Lorraine, le risque de feu de forêt n'est pas identifié comme un risque majeur selon les dossiers départementaux des risques majeurs (DDRM) des départements de Meuse et de Haute-Marne (69, 70).

Néanmoins vis-à-vis d'un départ de feu dû à l'environnement naturel, les mesures de prévention suivantes sont prises en comptes aux abords de l'INB :

- distance libre d'au moins 50 mètres autour des bâtiments (débroussaillage/déboisement), sauf mise en place de mesures conservatoires vis-à-vis du risque incendie (consignes spécifiques d'exploitation, muret anti-feu, ...) ;
- distance débroussaillée d'au moins 80 mètres de part et d'autre de la clôture des installations nucléaires de surface au sein de la zone descenderie. La végétalisation du bâtiment nucléaire de surface EP1 est dimensionnée pour ne pas impacter les émergences en cas de feu de végétaux.

Pour l'environnement industriel, afin de prévenir un départ de feu impliquant une réserve de carburant ou de fioul, une interdiction de stockage de produits inflammables à proximité de l'INB est instaurée.

b) Surveillance et limitation des conséquences

Les équipements et l'organisation mis en place au sein de l'INB pour la maîtrise des risques d'incendie, notamment internes, permettent d'intervenir efficacement contre ce risque.

De plus, pour limiter les risques de propagation d'un feu externe à l'intérieur des bâtiments, les matériaux utilisés pour les façades, les toitures ou encore les portes des bâtiments, sont sélectionnés pour leurs propriétés de résistance au feu adaptées aux risques identifiés.

5.3.5 Les risques liés aux opérations de construction

Les opérations de construction pourraient générer des risques liés principalement à l'utilisation d'explosifs et de camions citernes de carburant (les risques liés aux éventuels engins de guerre enfouis sont quant à eux considérés comme faibles).

Les situations accidentelles redoutées pendant les opérations de construction au sein du périmètre INB concernent ainsi :

- l'explosion d'explosifs lors de leur utilisation pour le creusement ;
- l'épandage d'hydrocarbures lors de l'approvisionnement en carburant durant la phase de construction par un camion-citerne mobile de 5 m^3.

5.3.5.1 Risques liés à l'explosion d'explosifs lors de leur utilisation pour le creusement

5.3.5.1.1 Description et localisation

Lors de la construction initiale, l'explosif est utilisé pour le creusement des cinq puits. L'utilisation d'explosif cesse dès la fin du creusement des puits.

Les explosifs sont préparés et stockés dans des dépôts spécifiques.

La précision des quantités mises en œuvre sera précisée dans le cadre des marchés de travaux. Les dépôts s'inscrivent dans la nomenclature des ICPE.

5.3.5.1.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

Les principales dispositions de prévention d'ordre technique (dispositions de conception) mises en place pour prévenir tout risque d'explosion d'explosifs en surface sont les suivantes :

- répartition des explosifs au sein de casemates séparées (correspondant à des « cases » de stockage) ;
- respect des températures minimum et maximum recommandées pour le stockage ;
- mise en place d'une protection contre le risque foudre ;
- mise en place de moyens de lutte contre l'incendie.

Les principales dispositions de prévention d'ordre organisationnel mises en place pour prévenir tout risque d'explosion d'explosifs en surface sont les suivantes :

- formation du personnel et habilitation à la manipulation d'explosifs ;
- intégration dans le PGC (Plan général de coordination SPS) et dans les PPSPS (Plan particulier de sécurité et de protection de la santé) des procédures de tir ;
- interdiction de la circulation d'autres véhicules sur le chemin emprunté lors du transport d'explosifs en surface ;
- mise en œuvre de procédures de travail (séparation des détonateurs et des explosifs lors du transport, manipulation de l'explosif seulement par le boutefeu ou par l'aide-boutefeu…) ;
- réduction au maximum de la quantité d'explosif sur le site pour travailler en flux tendus.

b) Surveillance

La surveillance lors de la procédure de tir d'explosifs est réalisée en identifiant un code d'avertissement sonore et éventuellement lumineux afin d'indiquer aux intervenants du chantier l'imminence et la fin du tir de la volée. La surveillance des opérations de chargement des explosifs est réalisée par le boutefeu.

c) Limitation des conséquences

Des moyens tels que l'affichage et le gardiennage des accès sont mis en place pour s'assurer qu'aucune personne ne puisse pénétrer à proximité de la zone dangereuse. La zone de tir est signalée par des panneaux portant la mention « danger-tir de mines » et est balisée au moyen de barrières physiques.

Malgré toutes ces dispositions de prévention et de surveillance, en cas d'explosion d'explosifs, des cases de stockage différentes sont mises en place dans les dépôts afin d'interdire les détonations simultanées et ainsi limiter les zones d'effets. Des moyens de lutte contre l'incendie sont également présents à proximité des zones à risque.

5.3.5.2 Risques liés à l'épandage de carburant

5.3.5.2.1 Description et localisation

Les risques liés à l'épandage de carburant en provenance d'un camion-citerne mobile concernent les opérations de construction initiale car les installations concernées par l'alimentation en carburant sont construites et alimentées dès cette phase. Elles se situent en zone descenderie et en zone puits :

- des réservoirs de carburant pour les centrales de secours qui sont alimentées par des canalisations depuis l'extérieur du périmètre de l'INB ;
- une station-service située en zone puits et dont les cuves sont alimentées par une canalisation depuis l'extérieur du périmètre de l'INB.

L'évènement redouté concerne le déversement de carburant depuis un camion-citerne conduisant à un épandage puis une pollution des sols.

5.3.5.2.2 Dispositions de maîtrise des risques

a) Prévention

La prévention du risque d'épandage de carburant en provenance d'un camion-citerne repose sur des dispositions d'ordre technique et/ou organisationnel, telles que :

- la vérification que toutes les opérations de transport sont conformes à la réglementation relative aux transports de matières dangereuses sur voie public (réglementation ADR, 2023 (71, 72)) ;
- l'installation d'une aire de distribution et de dépotage sécurisées, conformes à l'arrêté du 15 avril 2010 (73) ;
- la mise en place des appareils ancrés et protégés contre les heurts par ilots de 0,15 m de haut ;
- la vérification de la conformité de l'installation par un organisme agrée.

b) Surveillance

La surveillance est réalisée par la mise en place :

- d'une détection de fuite sur les cuves enterrées double-paroi et d'un clapet anti-retour sur les bornes de distribution ;
- d'une planification de l'entretien et la maintenance des équipements et tuyauteries.

c) Limitation des conséquences

Les dispositions de limitation des conséquences reposent sur :

- la mise en place de cuves enterrées munies de doubles parois ;
- la mise en place d'un auvent en acier ou en béton couvrant au moins la totalité de la surface de rétention de la zone de dépotage ;
- la mise en place de réserves d'absorbants à proximité des bouches d'emplissage de réservoirs des stations.

5.3.6 Les risques liés à la coactivité

5.3.6.1 Coactivité exploitation/construction d'ouvrages

Dans l'INB, la réalisation simultanée d'activités d'exploitation nucléaire et de construction d'ouvrages, notamment de creusement de nouveaux alvéoles dans l'installation souterraine, présente des risques dits de coactivité.

Tenant compte du retour d'expérience, au niveau national et international, la conception et l'exploitation des installations sont basées sur des principes forts (cf. Figure 5-27) :

- une barrière robuste entre la zone en exploitation nucléaire et la zone en travaux dans l'installation souterraine. Cette barrière est composée de séparations physiques résistantes aux agressions (choc ou collision d'un engin, incendie de 2 heures sur un engin…), étanches aux fumées ;
- une indépendance totale entre les deux zones (zone en exploitation nucléaire et zone en travaux), c'est-à-dire que chaque zone possède des réseaux d'utilités (alimentation électrique, ventilation…), des moyens de surveillance, des moyens de secours et d'évacuation qui lui sont propres. Les travaux de creusement, de construction et d'équipement des nouveaux alvéoles sont par conséquent réalisés au sein d'un chantier dit « clos et indépendant » de l'installation nucléaire.

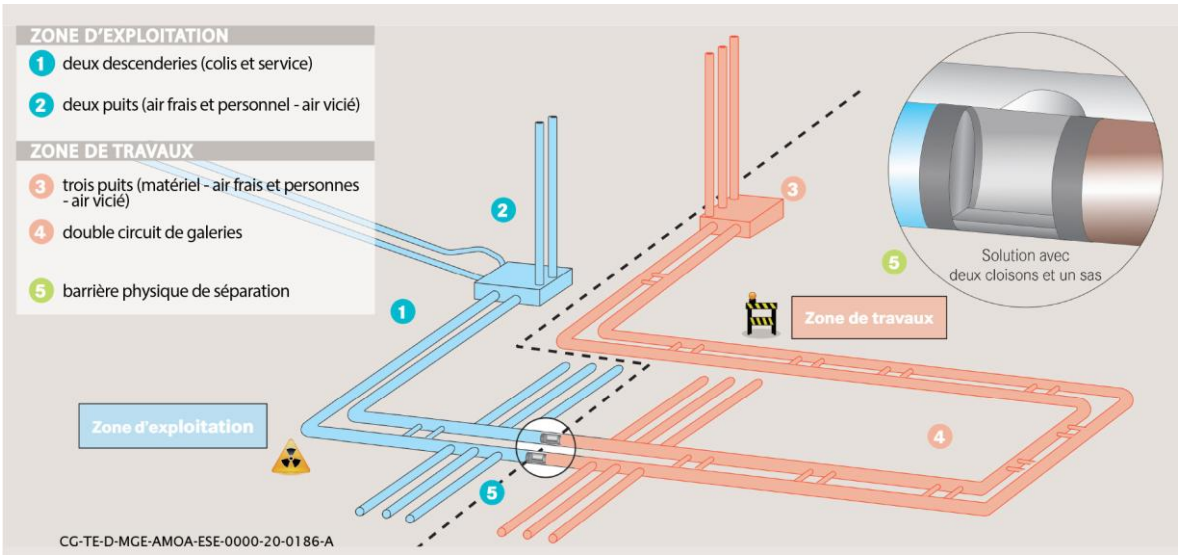


Figure 5-27 *Illustration des principes de gestion de la coactivité dans l'installation fond*

5.3.6.2 Coactivités en exploitation/maintenance/jouvence

Ce chapitre ne concerne que la zone en exploitation nucléaire.

Les opérations de contrôles réglementaires, d'essais périodiques et de maintenance préventive sont planifiées à l'avance.

Concernant les opérations de jouvence ou de maintenance lourde menées dans la zone en exploitation nucléaire, celles-ci consistent à réaliser les opérations de réfection et de rénovation en interrompant le procédé principal de manutention et de transfert des colis de déchets radioactifs.

Ainsi, un événement survenant au cours des opérations de contrôles, d'essais, de maintenance préventive ou lors d'opérations de jouvences ou de maintenance lourde ne pourra entraîner d'effet domino sur des installations sensibles, notamment celles contenant des colis de déchets radioactifs.

5.3.7 Les risques liés aux facteurs organisationnels et humains

Pour assurer le fonctionnement de l'INB, différentes activités d'exploitation, de maintenance, de manutention, de contrôle, de surveillance, etc. sont réalisées par les personnels. Le déroulement de ces activités, si elles ne sont pas maîtrisées, peut entraîner des conséquences dommageables sur les intérêts à protéger. Aussi, la maîtrise de la protection de ces intérêts passe par le repérage et la fiabilisation des activités dites sensibles, c'est-à-dire des activités au cours desquelles des défaillances humaines et/ou organisationnelles peuvent conduire à une dégradation de la sûreté, de la radioprotection et de la sécurité, que ce soit de manière immédiate ou latente.

La maîtrise de ces activités sensibles s'effectue à travers la mise en place de dispositions permettant de prévenir, détecter/surveiller et limiter les conséquences des défaillances repérées (cf. principe de la défense en profondeur). Ces dispositions peuvent être de nature différente :

- les dispositifs techniques, tels que la documentation, les outils, les interfaces homme/machine de pilotage, les moyens de suivi et de surveillance de l'installation, etc. ;
- l'environnement de travail, notamment l'aménagement des locaux et des ambiances sonores, lumineuses et thermiques ;
- l'organisation du travail en matière d'adéquation charge de travail/effectifs et de gestion des compétences, des qualifications et des habilitations, etc.

5.4 L'analyse des conséquences des accidents éventuels pour les personnes et l'environnement

Ce chapitre a pour objet de présenter les situations accidentelles liées à la construction et à l'exploitation de l'INB et qui sont susceptibles d'impacter les personnes et l'environnement.

L'IMPACT RADIOLOGIQUE DE L'INB CIGÉO EN FONCTIONNEMENT NORMAL

L'impact radiologique de l'INB Cigéo en exploitation est évalué dans la pièce 6 « Étude d'impact du projet global Cigéo », et plus précisément dans le volume 6 « incidence sur la santé humaine » (63).

Cette évaluation montre que l'impact radiologique de l'INB Cigéo en fonctionnement normal sur les populations riveraines est très faible : il est de l'ordre du microsievert, soit 1 000 fois inférieur à 1 millisievert (mSv), qui correspond à la contrainte fixée par la réglementation pour les usages artificiels de la radioactivité et des doses reçues en médecine. A titre de comparaison, cet impact est imperceptible au regard de l'exposition annuelle due à la radioactivité naturelle de la population française (2,9 mSv/an en moyenne).

5.4.1 L'identification des situations accidentelles liées à la phase de fonctionnement

Afin de vérifier que les dispositions de maîtrise des risques mises en place sont suffisantes pour garantir le respect des objectifs de protection, la démarche déterministe de sûreté prévoit l'étude de situations accidentelles.

Ces situations sont analysées et une estimation des doses reçues par l'homme et l'environnement est réalisée, à différentes distances des zones descenderie et puits de l'INB, dans les conditions météorologiques les plus défavorables et en prenant en compte des hypothèses majorantes.

Compte tenu de l'ensemble des lignes de défenses mises en place (dispositions de prévention/surveillance/limitation des conséquences - cf. Chapitre 5.3 du présent document), les situations accidentelles envisagées dans la démonstration de sûreté nécessitent de postuler plusieurs défaillances simultanées.

Les situations accidentelles envisagées dans la démonstration de sûreté sont identifiées ci-après en fonction de leur vraisemblance (cf. Chapitre 5.1.3.2.2 du présent document).

Elles concernent principalement des situations de chute de colis de déchets radioactifs en cours de manutention, d'incendie à proximité de colis de déchets ou encore des situations liées à des aléas externes (ex : séisme).

5.4.1.1 Situations incidentelles enveloppes (dites « incidentelles de dimensionnement »)

La définition des situations incidentelles de dimensionnement est présentée au chapitre 5.1.3.2.2 du présent document.

Les situations incidentelles enveloppes identifiées dans les analyses de sûreté de l'INB Cigéo sont présentées dans le tableau suivant.

Tableau 5-7 Situations incidentelles de dimensionnement et localisation dans l'INB

Numéro	Localisation	Situations incidentelles de dimensionnement
I1	Locaux Filtration du Bâtiment nucléaire de surface EP1	Chute d'un filtre THE usagé lors de son remplacement dans les locaux de filtration (premier niveau de filtration et dernier niveau de filtration) du bâtiment nucléaire de surface EP1
I2	Locaux Filtration de l'installation souterraine	Chute d'un filtre THE usagé lors de son remplacement dans un local de filtration (dernier niveau de filtration) d'un alvéole MA-VL

5.4.1.2 Situations accidentelles enveloppes (dites « accidentelles de dimensionnement »)

La définition des situations accidentelles de dimensionnement est présentée au chapitre 5.1.3.2.2 du présent document.

Les situations accidentelles enveloppes identifiées dans les analyses de sûreté de l'INB Cigéo sont présentées dans le tableau suivant.

Tableau 5-8 Liste des situations accidentelles et localisation

Numéro	Localisation	Situation accidentelle
A1	Cellule de déchargement des emballages de transport	Chute d'un colis primaire suite à la défaillance d'un pont nucléarisé en cellule de déchargement des emballages de transport
A2	Cellule de déchargement des emballages de transport	Incendie du pont nucléarisé de la cellule de déchargement des emballages de transport avec défaillance du système d'extinction
A3	Cellule de contrôles des colis	Incendie du robot au poste de contrôle des colis avec défaillance du système d'extinction
A4	Cellule de préparation des colis de stockage	Chute d'un colis suite à la défaillance d'un pont nucléarisé en cellule de préparation des colis de stockage
A5	Cellules process du bâtiment nucléaire de surface EP1	Incendie d'un chariot de transfert des colis en cellule process du bâtiment nucléaire de surface EP1avec défaillance du système d'extinction embarqué
A6	Galeries de l'installation souterraine Descenderie Service	Collision impliquant le véhicule de transport de fûts de déchets d'exploitation en galerie de l'installation souterraine ou en descenderie service avec incendie du véhicule
A7	Partie utile d'un alvéole de stockage MA-VL	Incendie d'un chariot ou pont stockeur en partie utile d'un alvéole de stockage MA-VL avec défaillance du système d'extinction embarqué
A8	Alvéole de stockage HA	Incendie d'un robot-pousseur ou robot tireur en alvéole de stockage HA
A9	INB	Séisme de dimensionnement

5.4.1.3 Situations accidentelles sévères (dites « accidentelles d'extension de dimensionnement »)

La définition des situations accidentelles sévères est présentée au chapitre 5.1.3.2.2 du présent document.

Les situations accidentelles sévères sont présentées dans le tableau ci-après (y compris les situations accidentelles sévères liées aux aléas extrêmes).

Le tableau présente également les situations accidentelles sévères associées aux cumuls d'évènements indépendants. Les situations de cumuls d'évènements indépendants sont de différents types :

- le cumul d'un événement de dimensionnement (agression interne, agression externe ou défaillance interne) avec une agression interne ;
- le cumul d'un événement de dimensionnement (agression interne, agression externe ou défaillance interne) avec une agression externe ;
- le cumul d'une défaillance de dispositions de maîtrise des risques associées au niveau 3 de la défense en profondeur appelée au cours de la situation identifiée.

Tableau 5-9 Situations accidentelles sévères et localisation dans l'INB

Numéro	Localisation	Situations accidentelles enveloppes sévères dites « situations accidentelles d'extension de dimensionnement »
E1	Hall de déchargement des emballages de transport du bâtiment nucléaire de surface EP1	Déconfinement d'un emballage de transport et des colis primaires qu'il contient résultant d'une chute dans la fosse du hall de déchargement suite à une défaillance du pont de manutention sécurisé et du matelas amortisseur
E2	Local d'entreposage des déchets d'exploitation de l'installation souterraine	Mobilisation de l'activité interne des fûts de déchets d'exploitation en cas d'incendie dans le local d'entreposage des déchets d'exploitation
E3	Alvéole de stockage MA-VL	Déconfinement d'un ou plusieurs colis MA-VL stockés en alvéole de stockage dû à une défaillance du colis primaire et du conteneur de stockage (si présent) en tant que premier système de confinement des substances radioactives
E4	Galerie d'accès HA	Exposition externe du travailleur situé à proximité d'un alvéole de stockage HA dépourvu du bouchon de radioprotection suite à une défaillance du procédé
F1	Alvéole de stockage MA-VL dédié aux colis de déchets bitumés stockés en l'état	Inflammation d'un colis de déchets bitumés dans un colis de stockage
Situations accidentelles sévères liées aux cumuls d'évènements indépendants		
E5	Cellule de déchargement des emballages de transport	Cumul du déconfinement d'un colis primaire résultant d'une défaillance d'un pont et d'un incendie en cellule
E6	Cellule de déchargement des emballages de transport	Cumul d'un incendie du pont nucléarisé de la cellule de déchargement des emballages de transport et défaillance de la sectorisation incendie
E7	Bâtiment nucléaire de surface EP1	Cumul d'un incendie d'un chariot de transfert des colis en cellules process du bâtiment nucléaire de surface EP1 avec défaillance des systèmes d'extinction et défaillance de la sectorisation incendie

Numéro	Localisation	Situations accidentelles enveloppes sévères dites « situations accidentelles d'extension de dimensionnement »
E8	Bâtiments nucléaires de surface	Cumul d'un séisme de dimensionnement conduisant à la mobilisation de l'ensemble de la contamination surfacique et d'une chute d'un colis primaire en cellule avec déconfinement
E9	Installation souterraine/Descenderie Service	Cumul d'une collision impliquant le véhicule de transport des fûts de déchets d'exploitation avec incendie du véhicule de transport et d'une défaillance du caisson de protection incendie
E10	Alvéole de stockage MA-VL	Cumul d'un incendie du pont stockeur en alvéole MA-VL conduisant à une mobilisation de la contamination surfacique des colis MA-VL présents à proximité et d'une défaillance de la sectorisation incendie
E11	Bâtiment nucléaire de surface et Installation souterraine	Cumul de deux départs de feu en zone d'exploitation (surface-fond)
Situations accidentelles sévères liées aux aléas extrêmes		
ECS1	INB	Séisme extrême
ECS2	INB	Tornade extrême

5.4.2 La présentation des situations accidentelles liées à l'exploitation de l'INB Cigéo

Comme synthétisé dans les tableaux précédents, les situations accidentelles identifiées dans la démonstration de sûreté sont principalement de type chute de colis ou incendie.

Parmi toutes ces situations, sont ici développées :

- des situations accidentelles jugées plausibles mais dont les évaluations d'impacts ont permis de démontrer qu'elles ne présentaient pas d'impacts radiologiques significatifs sur l'homme et l'environnement ;
- des situations accidentelles dont la plausibilité est moindre mais qui seraient les plus sévères en termes de dose maximale sur l'homme et l'environnement.

En vue de démontrer le caractère robuste de la démarche de sûreté, l'estimation des doses reçues par les populations et l'environnement est comparée aux objectifs de protection (cf. Chapitre 5.1.2.3 du présent document).

5.4.2.1 Illustration de situations accidentelles

L'objectif de ce chapitre est de détailler des situations jugées plausibles mais dont les évaluations d'impacts ont permis de démontrer qu'elles ne présentaient pas d'impacts radiologiques significatifs sur l'homme et l'environnement. Il s'agit :

- De la chute d'un colis primaire à la suite de la défaillance d'un pont de manutention (situation A1) ;
- De l'incendie d'un chariot de transfert de colis (situation A5).

5.4.2.1.1 Chute d'un colis primaire à la suite de la défaillance d'un pont

Dans le cas des situations accidentelles de chute de colis de déchets, il est considéré, de manière pénalisante et indépendante de l'évènement initiateur de la chute, que la filtration du premier niveau de filtration n'est pas fonctionnelle. Le dernier niveau de filtration est quant à lui considéré fonctionnel du fait de la mise en place d'un caisson de filtration de secours.

a) Présentation de la situation accidentelle

Le déchargement des emballages de transport est réalisé au moyen d'un pont nucléarisé. Cette opération est effectuée dans la cellule de déchargement des emballages de transport une fois l'emballage de transport accosté à la cellule. Le déchargement consiste à lever au pont un colis primaire et le transférer vers une zone appropriée dans la cellule de déchargement des emballages de transport.

La présente situation accidentelle de chute se déroule lors de la phase de levage. Le colis de déchets manutentionné est situé au-dessus de l'emballage de transport ouvert. En fonction de l'emballage de transport et des colis de déchets transportés, plusieurs colis de déchets peuvent être présents dans l'emballage. Dans ces conditions, il est considéré qu'un autre colis primaire peut être présent à l'aplomb du colis de déchets manutentionné lors de la chute.

Les conséquences sont une perte de confinement du colis de déchets manutentionné et de celui situé à l'aplomb (si présent). L'activité interne des colis primaires, dont la hauteur de qualification est inférieure à la hauteur de chute, est supposée remise en suspension.

Seuls certains colis primaires de déchets MA-VL sont susceptibles de perdre leur confinement lors des opérations de levage dans cette cellule.

En effet les hauteurs de manutention sont inférieures à la hauteur de qualification des colis primaires HA et de certaines familles de colis primaires MA-VL tels que les colis CSD-C.

Cet évènement engendrerait des rejets de substances radioactives à l'environnement. Il n'entraîne cependant pas de risque d'exposition interne du travailleur car aucun travailleur n'est présent en cellule lors de l'exploitation de l'installation.

Les principales dispositions de sûreté valorisées vis-à-vis de la situation accidentelle sont les suivantes :

- conception robuste de la chaîne de levage des ponts nucléarisés ;
- limitation de la vitesse et de la hauteur de manutention au strict nécessaire (*via* contrôle-commande procédé représenté par le système de conduite et le système de sécurité) ;
- balise de contamination atmosphérique en temps réel ;
- présence d'un second système de confinement avec maintien de son intégrité en cas de chute. La cellule concernée par cette situation est classée C4** Famille IIIB au sens de la norme ISO 17873 de 2006 (66).

b) Hypothèses de la situation accidentelle

Les hypothèses considérées sont les suivantes :

- terme source retenu dans les évaluations des conséquences correspondant au colis MA-VL dont l'activité radiologique disséminée suite à une perte de confinement de celui-ci en cas de chute est la plus sévère compte tenu de l'activité des radionucléides contenus et de la fraction d'activité mobilisable du colis ;
- facteur de filtration[71] : 10^{-3};
- hauteur de rejet : 30 mètres (rejets à la cheminée du bâtiment nucléaire de surface EP1).

[71] Seul le filtre THE du dernier niveau de filtration est valorisé dans ce scénario. Ainsi, de manière pénalisante, le filtre THE du premier niveau de filtration n'est pas retenu pour l'évaluation des impacts à la population.

c) Impacts radiologiques de la situation accidentelle sur le public

Les impacts radiologiques maximaux au public sont inférieurs à 50 µSv pour l'enfant de 1 an à Saudron sur une durée d'exposition de 70 ans.

d) Impacts non radiologiques de la situation accidentelle sur le public

Les concentrations de substances toxiques chimiques maximales auxquelles serait exposé le public (habitant de Saudron et le promeneur à 500 mètres de l'émissaire) sont inférieures aux indicateurs de risque chimique avec au moins six ordres de grandeur.

5.4.2.1.2 Incendie d'un chariot de transfert des colis dans le bâtiment nucléaire de surface

Les situations accidentelles d'incendie intègrent, de manière pénalisante et indépendante de l'évènement déclencheur de l'incendie, la défaillance du système d'extinction.

a) Présentation de la situation accidentelle

En vue de la confection des colis de stockage ou du transfert des colis de stockage pour leur mise en hotte par exemple, des opérations de transfert au sol sont réalisées. Ces transferts de colis sont effectués au moyen d'un chariot de transfert des colis ou d'un transbordeur (transférant le chariot de transfert des colis). Lors des opérations de transfert de colis au moyen d'un chariot de transfert des colis au sein du bâtiment nucléaire de surface EP1, un incendie du chariot est envisagé.

La situation accidentelle retenue concerne un départ de feu sur équipement du chariot dans la zone tampon principale des colis de stockage. Le système d'extinction embarqué sur le chariot est considéré inopérant. Les températures atteintes dans cette situation d'incendie ne remettent pas en cause la première barrière de confinement statique des déchets. Ainsi, les conséquences se limitent à une remise en suspension de la contamination labile du colis en cours de transfert ainsi que de colis potentiellement situés à proximité.

Il est considéré qu'un total de cinq colis de stockage contenant des colis primaires est concerné par la présente situation accidentelle. Cet évènement engendrerait des rejets de substances radioactives à l'environnement.

Les principales de sûreté valorisées vis-à-vis de la situation accidentelle sont les suivantes :

- limitation des charges calorifiques, choix des matériaux vis-à-vis de leur réaction au feu ;
- détection automatique d'incendie ;
- résistance au feu des ouvrages et équipements (stabilité au feu R120) ;
- système d'extinction d'ambiance de type déluge ;
- zone tampon classée zone de feu et équipée d'un secteur de confinement ;
- robustesse des colis primaires à l'échauffement dû à l'incendie envisagé.

b) Hypothèses de la situation accidentelle

Les hypothèses considérées sont les suivantes :

- terme source retenu : contamination surfacique labile associée à cinq colis de stockage ayant la surface externe la plus importante (contamination surfacique labile retenue de 4 $Bq.cm^{-2}$ pour les émetteurs béta-gamma et 0,4 $Bq.cm^{-2}$ pour les émetteurs alpha, cf. Chapitre 5.3.2.1.3[72] du présent document) ;

[72] Le choix de retenir cinq colis correspond à un colis en cours de manutention exposé à l'incendie ainsi que quatre colis situés à proximité exposés à l'incendie.

- spectre de répartition de la contamination labile :91 % en béta gamma (pris équivalent à du ^{137}Cs) et 9 % en alpha (pris équivalent à du ^{239}Pu) ;
- fraction de remise en suspension : 1 pour le ^{137}Cs et 5.10^{-3} pour le ^{239}Pu ;
- facteur de filtration : 10^{-3} (Présence d'un secteur de confinement) ;
- taux de transfert vers le secteur de confinement :10^{-1} ;
- hauteur de rejet : 30 mètres (rejets à l'émissaire du bâtiment nucléaire de surface EP1).

c) Impacts radiologiques de la situation accidentelle sur le public

Les impacts radiologiques maximaux au public sont inférieurs à 1 µSv quelle que soit la population considérée sur une durée d'exposition de 50 ans pour l'adulte et 70 ans pour l'enfant d'un an et l'enfant de 10 ans.

5.4.2.2 Illustration de situations accidentelles sévères

L'objectif de ce chapitre est de présenter plus en détail des situations accidentelles dont la plausibilité est moindre mais qui seraient les plus sévères en termes de dose maximale sur l'homme et l'environnement. Il s'agit :

- De la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement des emballages de transport du bâtiment nucléaire de surface (E1) ;
- De l'inflammation d'un fût de déchets bitumés en alvéole de stockage MA-VL dédié aux colis de déchets bitumés stockés en l'état (F1).

5.4.2.3 Chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface

Cette situation correspond à l'accident enveloppe conduisant aux doses absorbées les plus importantes autour de la zone descenderie.

5.4.2.3.1 Présentation de la situation accidentelle sévère

Lors de l'opération de descente d'un emballage de transport dépourvu de capot(s) amortisseur(s) dans la fosse du hall de déchargement des emballages de transport, une chute de l'emballage est envisagée. En complément, une défaillance du matelas amortisseur est considérée.

Dans ces conditions, compte tenu des hauteurs de manutention, il est considéré qu'à la fois l'emballage de transport et les colis primaires qu'il contient perdent leur confinement. Seuls certains colis primaires MA-VL sont susceptibles de perdre leur confinement. En effet, les hauteurs de manutention sont inférieures à la hauteur de qualification des colis primaires HA et de certaines familles de colis primaires MA-VL, tels que les CSD-C.

L'activité interne des colis primaires, dont la hauteur de qualification est inférieure à la hauteur de chute, est alors remise en suspension.

Cet évènement engendrerait des rejets de substances radioactives et toxiques chimiques à l'environnement.

Les principales dispositions de sûreté associées à cette situation accidentelle sévère sont les suivantes :

- conception robuste de la chaîne de levage du pont sécurisé ;
- dimensionnement des matelas amortisseurs aux chutes de charges d'emballage de transport afin de maintenir leur confinement ;
- présence de travailleur apte à détecter l'évènement ;
- détection par remontée d'erreurs ou d'anomalie dans l'exécution des séquences du process ;
- évacuation des travailleurs.

5.4.2.3.2 Hypothèses de la situation accidentelle sévère

Les hypothèses considérées sont les suivantes :

- terme source retenu dans les évaluations des conséquences correspondant aux colis MA-VL contenus dans l'emballage de transport dont l'activité radiologique disséminée, suite à une perte de confinement de ceux-ci en cas de chute, est la plus sévère compte tenu de l'activité des radionucléides contenus et de la fraction d'activité mobilisable des colis ;
- facteur de rétention de l'emballage de transport : 10^{-1} ;
- facteur de filtration : 1 (rejet *via* la ventilation de classe C1 Famille I au sens de la norme ISO 17873 de 2006 (66)) ;
- hauteur de rejet : 0 mètre (rejets en façade du bâtiment nucléaire de surface EP1 ou du bâtiment ETH).

En ce qui concerne l'évaluation de l'impact non radiologique, l'inventaire chimique associé à chaque compartiment du colis primaire est retenu, de manière pénalisante (déchet, matrice, enveloppe).

5.4.2.3.3 Impacts radiologiques de la situation accidentelle sur le public

Les résultats obtenus montrent que les doses absorbées par les adultes sont plus importantes que celles absorbées par les enfants.

Pour rappel, pour les situations accidentelles les plus sévères, les impacts radiologiques au public sont estimés afin d'évaluer les besoins éventuels de mesures de protection à court terme. Dans ces conditions, les estimations sont effectuées en tenant compte d'une durée d'exposition de 24 heures. Les évaluations sont confrontées à l'objectif de 10 mSv pour le public (cf. Chapitre 5.1.2.3.1 du présent document).

Les impacts radiologiques maximaux au public sont inférieurs à 9 mSv pour l'adulte situé à 500 mètres du point de rejet sur une durée d'exposition de 24 heures (cf. Tableau 5-10 et figure 5-28).

La dose maximale sur 24 heures reçue par le public autour de la zone descenderie est donc inférieure à l'objectif de protection fixé à 10 mSv (Cf. Chapitre 5.1.2 du présent document). Cet accident ne nécessite donc pas de mesures de protection du public dans le temps et dans l'espace de type mise à l'abri.

Tableau 5-10 *Dose maximale à 24 heures pour l'adulte en conditions météorologiques les plus défavorables autour de la zone descenderie pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface*

Distance au point de rejet (m)	500	1000 Saudron	2000	3000	4000	5000
Dose à 24 h (mSv)	8,2	2,3	0,7	0,33	0,18	0,14

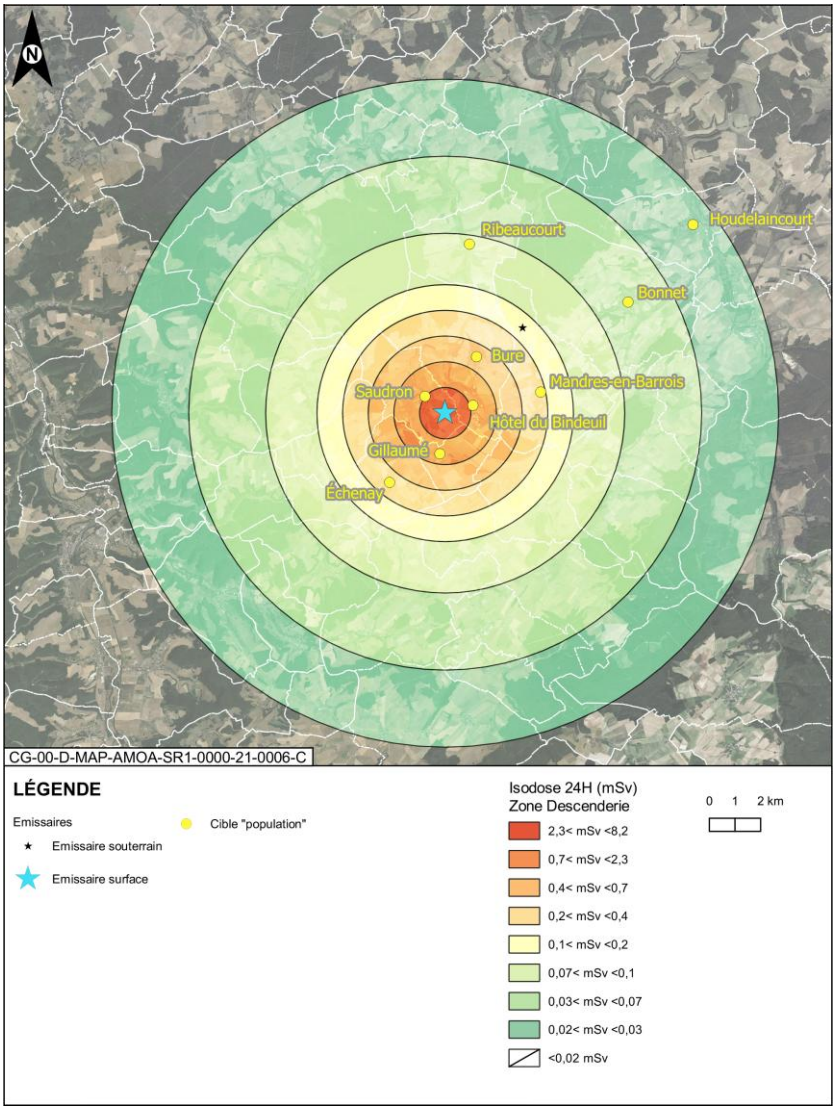


Figure 5-28 *Doses maximales autour de la zone descenderie pour l'adulte pour une exposition de 24 heures pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface*

5.4.2.3.4 Impacts non radiologiques de la situation accidentelle sur le public

Les concentrations maximales en substances toxiques chimiques auxquelles serait exposé le public (habitant de Saudron et promeneur à 500 mètres de l'émissaire) sont inférieures aux seuils des effets irréversibles pour l'homme d'au moins trois ordres de grandeur.

5.4.2.3.5 Impacts en termes de pollution radiologique des sols de la situation accidentelle

Il s'agit ici d'évaluer d'une part, la contamination des sols (*via* les dépôts surfaciques au sol) puis de s'assurer que les aliments susceptibles d'être contaminés restent conformes aux limites de commercialisation Euratom.

a) Dépôts surfaciques au sol

L'accident enveloppe conduisant aux doses les plus importantes sur la zone descenderie est le même que celui décrit précédemment mais avec des colis de déchets conduisant aux concentrations en émetteurs alpha, béta et gamma les plus importants.

Le tableau 5-11 montre la concentration maximale en émetteurs alpha, bêta et gamma à 24 heures autour du périmètre INB de la zone descenderie dans les conditions météorologiques les plus défavorables (toujours le cas F3).

Tableau 5-11 *Concentration maximale dans le sol autour du périmètre INB de la zone descenderie pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface*

Distance	500 m	1 000 m	2 000 m	5 000 m	Radionucléides contributeurs
Émetteurs alpha (Bq/kg)	2,28	0,64	0,19	0,03	^{244}Cm, ^{238}Pu, ^{241}Am
Émetteurs bêta et gamma (Bq/kg)	179	50,5	15,2	2,99	^{60}Co, ^{63}Ni, ^{137}Cs, ^{55}Fe, ^{108m}Ag

À noter que la contamination du sol à un an est proche de celle à 24 heures et que la contamination du sol à 50 ans est très inférieure due à la décroissance du ^{60}Co.

Impact sur les produits agroalimentaires

La contamination des salades est ensuite évaluée et comparée aux limites de commercialisation Euratom. Les salades sont considérées comme un végétal pénalisant par sa surface foliaire importante pouvant capter la radioactivité dans l'air.

Le tableau 5-12 ci-après restitue la contamination des salades à différentes distances autour de la zone descenderie à un an et la limite de commercialisation associée.

Tableau 5-12 *Contamination des salades à un an en Bq/kg autour de la zone descenderie pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface*

Contamination des salades à un an en Bq/kg	500 m	1 000 m	2 000 m	5 000 m	Limite de commercialisation Euratom (Bq.kg^{-1})
Isotopes de périodes supérieures à 10 jours (sauf ^{3}H, ^{14}C et ^{40}K)	25,8	7,26	2,19	0,43	1250
Isotopes du plutonium et transplutoniens émetteurs alpha	0,00015	0,00004	0,00001	0,000002	80
Isotopes du strontium	0,4	0,11	0,03	0,006	750

L'ensemble des valeurs de contamination des salades à un an est inférieur aux limites de commercialisation Euratom et donc ne nécessite pas la mise en place de servitudes d'utilité publiques.

Les activités massiques maximales des produits agro-alimentaires resteraient largement inférieures aux limites de commercialisation et l'activité massique calculée ajoutée dans le sol serait très faible.

5.4.2.3.6 Gestion de la situation accidentelle sévère

Dès lors que la chute de l'emballage de transport conduisant au déconfinement des colis primaires qu'il contient est détectée, les dispositions de limitation des conséquences à disposition de l'exploitant afin de gérer la situation accidentelle reposent sur :

- l'arrêt du process : l'emballage est immobilisé au sol ;
- la reconstitution de l'intégrité du confinement de l'emballage (contrôles de non-contamination, vinylage des joints si nécessaire, etc.) ;
- la mise en œuvre d'opérations de réparation du pont de manutention, si nécessaire, pour évacuer l'emballage vers une zone dédiée ;
- la décontamination du hall de déchargement des emballages de transport.

5.4.2.3.7 Inflammation d'un colis de déchets bitumés dans un colis de stockage

Dans le cas où l'option retenue serait de stocker des colis de déchets bitumés en l'état (cf. Chapitre 6.3 du présent document), la situation étudiée correspond à l'accident enveloppe conduisant aux doses absorbées les plus importantes autour de la zone puits[73] (émissaire pour l'installation souterraine au niveau de la zone puits, puits de ventilation air vicié d'exploitation, cf. figure suivante).

a) Présentation de la situation accidentelle sévère

L'accident enveloppe conduisant aux doses absorbées les plus importantes autour de la zone puits est une situation accidentelle sévère d'inflammation d'un colis de déchets bitumés au sein d'un conteneur de stockage en alvéole MA-VL (scénario étudié au titre de la flexibilité, cf. Chapitre 6.3 du présent document). Il est considéré que cette situation entraînerait une perte de confinement et une dissémination de substances radioactives et de toxiques chimiques dans l'installation puis l'environnement *via* l'émissaire du puits air vicié exploitation.

Les colis de déchets considérés sont les colis de déchets bitumés qui conduisent aux impacts aux populations les plus élevés pour une exposition de 24 heures.

Sur détection de l'incendie, la ventilation de soufflage dans l'alvéole est arrêtée par la fermeture des clapets coupe-feu sur le réseau de soufflage de l'alvéole. La ventilation d'extraction est maintenue autant que possible afin de conserver la filtration des radionucléides éventuellement remis en suspension.

La ventilation d'extraction est toutefois stoppée lorsqu'il n'est plus possible de maintenir de bonnes conditions de filtration (en cas de colmatage des filtres par la fumée de l'incendie par exemple).

Ensuite, malgré le confinement statique assuré par les parois de l'alvéole de stockage, il est postulé que des radionucléides peuvent passer à travers cette paroi, se propager *via* la ventilation des galeries de liaison à la sortie de l'alvéole et être rejetées par l'émissaire de ventilation de l'installation souterraine de la zone puits sans avoir été filtrées.

[73] Cet impact est associé à une approche prudente consistant à considérer le mode de stockage des colis de déchets bitumés sans traitement préalable visant la neutralisation de la réactivité chimique des déchets bitumés.

b) Hypothèses de la situation accidentelle sévère

Les principales hypothèses retenues dans le cadre de l'étude de cette situation accidentelle (cf. Figure 5-29) sont les suivantes :

- l'agression d'un colis de stockage et de tous les colis primaires qu'il contient[74] ;
- la mobilisation de la totalité de l'activité des déchets contenus dans un colis de stockage sur le temps du scénario et la prise en compte de la famille de colis enveloppe de l'ensemble des familles de déchets bitumés reçus en termes d'activité ;
- un relâchement des radionucléides limité par une rétention de 10 % de l'activité par le colisage et également de 10 % de l'activité par les parois de l'alvéole assurant le rôle de secteur feu (la rétention des substances radioactives dans les gaines de ventilation n'étant quant à elle pas considérée compte tenu de la mise en place du confinement statique de l'alvéole de stockage qui ne permet pas de valoriser la performance de la filtration de très haute efficacité présente en aval de l'alvéole) ;
- une hauteur de rejet à la cheminée du puits de ventilation d'air vicié d'exploitation de 12 mètres ;
- une exposition sur le lieu de vie situé à Bure de 24 heures.

[74] L'absence de conséquences sur les autres colis de stockage situés dans l'alvéole est basée sur la nature et le dimensionnement du conteneur de stockage en béton renforcé qui accueille les fûts de déchets bitumés et garantit son bon comportement à une telle situation accidentelle (épaisseur suffisante pour atténuer la propagation de chaleur à l'extérieur du conteneur de stockage, formulation béton avec des fibres polypropylène permettant de conserver son épaisseur, système de fixation du couvercle robuste, etc.).

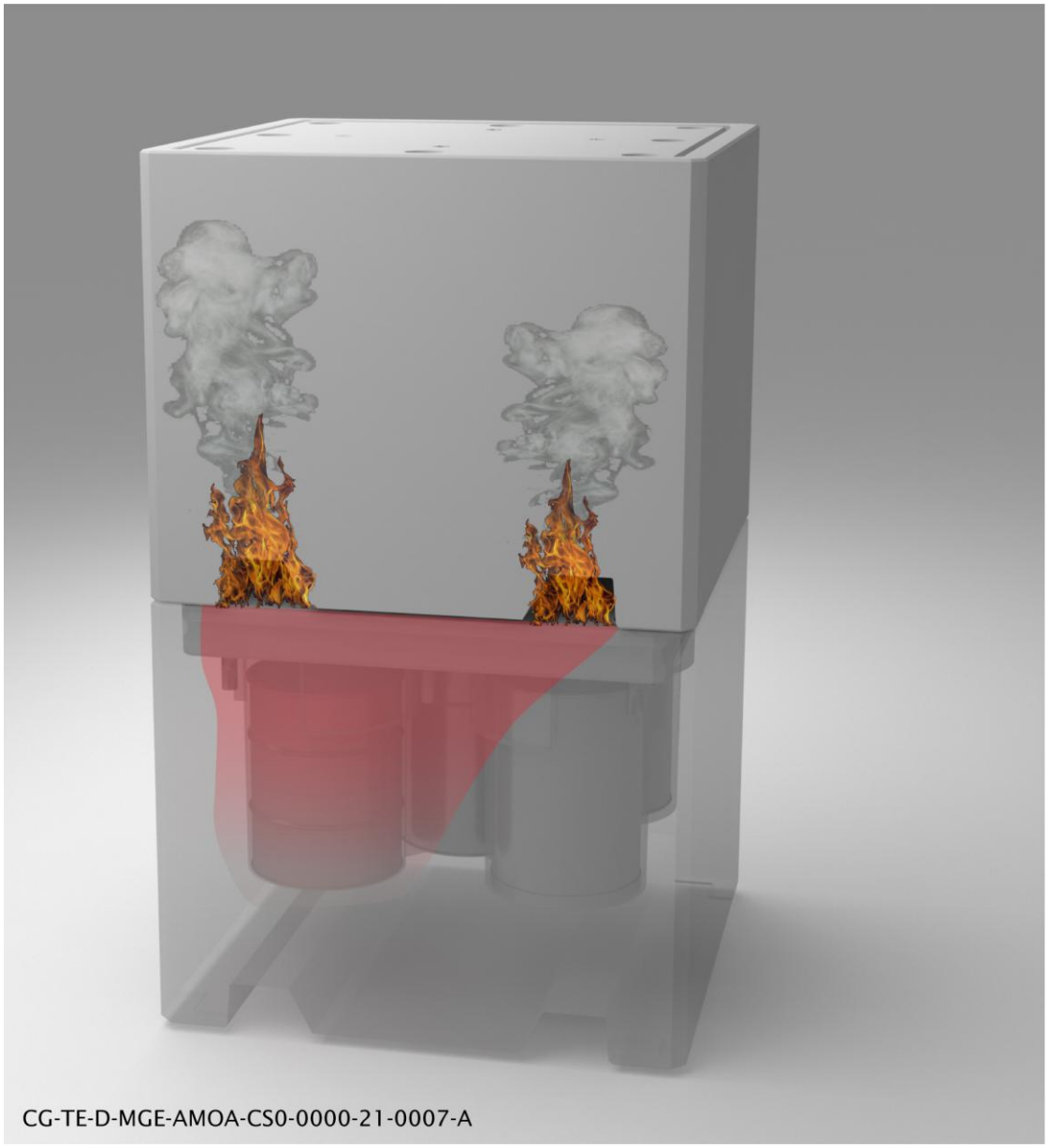


Figure 5-29 *Illustration de la situation accidentelle sévère d'inflammation d'un fût de déchets bitumés dans un colis de stockage*

c) Impacts radiologiques de la situation accidentelle sévère sur le public

Les résultats obtenus montrent que les doses absorbées par les adultes sont plus importantes que celles absorbées par les enfants.

Pour rappel, pour les situations accidentelles les plus sévères, les impacts radiologiques au public sont estimés afin d'évaluer les besoins de mesures de protection à court terme. Dans ces conditions, les estimations sont effectuées en tenant compte d'une durée d'exposition de 24 heures. Les évaluations sont confrontées à l'objectif de 10 mSv pour le public (cf. Chapitre 5.1.2.3.1 du présent document).

Le tableau et la figure suivants (cf. Tableau 5-13 et figure 5-30) montrent que la dose maximale sur 24 heures reçue par le public est de l'ordre de 0,7 mSv à Bure et reste inférieure à 0,75 mSv autour de la zone puits, pour un objectif de protection fixé à 10 mSv (Cf. Chapitre 5.1.2 du présent document). Cet accident ne nécessite donc pas de mesures de protection du public dans le temps et dans l'espace de type mise à l'abri.

Tableau 5-13 *Dose maximale à 24 heures pour l'adulte en conditions météorologiques les plus défavorables autour de la zone puits pour la situation accidentelle sévère d'inflammation d'un fût de déchets bitumés dans un colis de stockage*

Distance au point de rejet (m)	500	1000	2000 (Bure : 2120)	3000	4000	5000	7000	10000	13000
Dose à 24 h (mSv)	0,34	0,48	0,67	0,72	0,75	0,65	0,41	0,22	0,13

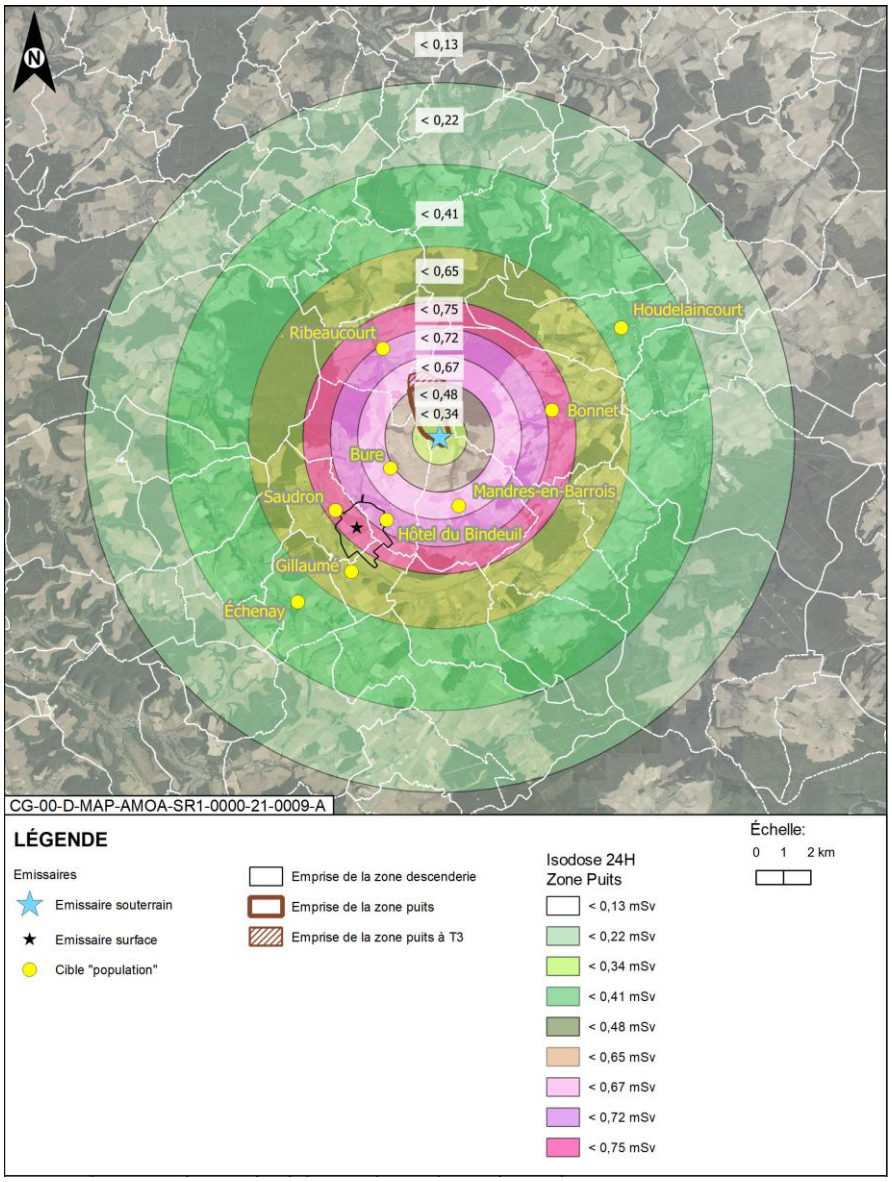


Figure 5-30 *Doses maximales autour de la zone puits pour l'adulte pour une durée d'exposition de 24 heures pour la situation accidentelle sévère d'inflammation d'un fût de déchets bitumés dans un colis de stockage*

d) Impacts en termes de pollution radiologique et chimique des sols de la situation accidentelle sévère

Dépôts surfaciques au sol

L'accident enveloppe conduisant aux doses les plus importantes sur la zone puits est le même que celui décrit au chapitre précédent mais avec des colis de déchets conduisant aux concentrations les plus importantes en émetteurs alpha, béta et gamma. Les conditions météorologiques les plus pénalisantes sont toujours le cas F3.

Le tableau suivant montre la concentration maximale en émetteurs alpha, bêta et gamma à un an à plusieurs distances autour de la zone puits dans les conditions météorologiques les plus défavorables.

Tableau 5-14 *Concentration maximale dans le sol à un an en Bq/kg autour de la zone puits pour un accident enveloppe de relâchement des colis de déchets MA-VL conduisant aux concentrations en émetteurs alpha, béta et gamma les plus importants*

Distance	500 m	1 000 m	2 000 m	3 000 m	4 000 m	5 000 m	Radionucléides contributeurs
Émetteurs alpha (Bq/kg)	0,028	0,23	0,47	0,51	0,53	0,46	Am241, Pu239
Émetteurs bêta et gamma (Bq/kg)	56	453	944	1010	1060	925	Cs137, Sr90

Impacts sur les produits agroalimentaires

L'évaluation de l'impact sur la contamination des salades est comparée aux limites de commercialisation Euratom. Les salades sont considérées comme un végétal pénalisant par sa surface foliaire importante pouvant capter la radioactivité dans l'air.

Le tableau 5-15 ci-après restitue la contamination des salades à différentes distances autour de la zone puits à un an (nouveau cycle végétatif) et la limite de commercialisation associée.

Tableau 5-15 *Contamination des salades à un an en Bq/Kg autour de la zone puits pour un accident enveloppe de relâchement des colis de déchets MA-VL conduisant aux concentrations en émetteurs alpha, béta et gamma les plus importants*

	500 m	1 000 m	2 000 m	3 000 m	4 000 m	5 000 m	Limite de commercialisation Euratom
Isotopes de périodes supérieures à 10 jours (sauf H3, C14 et K40)	7,93	64,1	134	144	150	131	1250
Isotopes du plutonium et transplutoniens émetteurs alpha	$5{,}13.10^{-7}$	$4{,}15.10^{-6}$	$8{,}64.10^{-6}$	$9{,}29.10^{-6}$	$9{,}71.10^{-6}$	$8{,}47.10^{-6}$	80

	500 m	1 000 m	2 000 m	3 000 m	4 000 m	5 000 m	Limite de commercialisation Euratom
Isotopes du strontium	1,88	15,2	31,7	34,1	35,7	31,1	750

L'ensemble des valeurs de contamination des salades à un an est inférieur aux limites de commercialisation Euratom et donc ne nécessite pas la mise en place de servitudes d'utilité publiques.

e) Gestion de la situation accidentelle sévère

Dès lors que l'inflammation d'un colis de déchets bitumés est suspectée via les dispositifs de détection incendie, plusieurs dispositions de limitation des conséquences sont disponibles et à disposition de l'exploitant afin de gérer la situation accidentelle (selon la cinétique de l'évènement et la position du conteneur de stockage concerné au sein de l'alvéole). Elles visent en particulier à limiter la propagation de l'inflammation à un autre conteneur).

Ces dispositions sont présentées en détail au chapitre 5.3.3.2.3 du présent document.

5.4.3 La synthèse des situations accidentelles en exploitation

L'étude des situations accidentelles a pour objectif d'analyser la robustesse de la démonstration de sûreté vis-à-vis de situations peu vraisemblables compte tenu des dispositions de sûreté mises en place en termes de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences.

Dans l'éventualité d'un accident sur l'INB Cigéo, l'analyse des scénarios accidentels, même les plus sévères, montre que les objectifs de protection ne sont pas dépassés et qu'ils ne conduisent pas à considérer le besoin de mesures de protection du public dans le temps et dans l'espace de type mise à l'abri.

Le tableau suivant synthétise le résultat de l'analyse des situations accidentelles représentatives et sévères liées à la phase d'exploitation, par comparaison aux objectifs de protection retenus.

Tableau 5-16 Synthèse de l'évaluation des situations accidentelles et des impacts radiologiques (doses maximales) ou non radiologiques associés

Localisation	Situations accidentelles sévères	Impacts radiologiques au public	Objectifs de protection radiologique pour les situations accidentelles (pour mémoire)
Situations accidentelles			
Cellule de déchargement des emballages de transport	Chute d'un colis primaire MA-VL à la suite de la défaillance d'un pont	Inférieur à 50 µSv sur une **durée de vie entière**	**Court terme (24h)** : dose de l'ordre du mSv
Cellule process du bâtiment nucléaire de surface EP1	Incendie d'un chariot de transfert des colis avec défaillance du système d'extinction embarqué	Inférieur à 1 µSv sur une **durée de vie entière**	**Court terme (24h)** : dose de l'ordre du mSv

Localisation	Situations accidentelles sévères	Impacts radiologiques au public	Objectifs de protection radiologique pour les situations accidentelles (pour mémoire)
Situations accidentelles sévères			
Hall de déchargement des emballages de transport du bâtiment nucléaire de surface EP1	Chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement à la suite de la défaillance du pont de manutention sécurisé et du matelas amortisseur	Inférieur à 9 mSv sur une durée d'exposition de 24 heures	**Court terme (24 h)** : dose inférieure à 10 mSv
Alvéole de stockage MA-VL dédié aux colis de déchets bitumés stockés en l'état	Inflammation d'un fût de déchets bitumés dans un colis de stockage	Inférieur à 1 mSv sur une durée d'exposition de 24 heures	**Court terme (24 h)** : dose inférieure à 10 mSv

5.4.4 L'identification et la présentation des situations accidentelles liées à la phase de construction

Lors de la construction, les substances radioactives ne sont pas présentes au sein de l'INB, les situations envisagées seraient donc uniquement susceptibles des conséquences non radiologiques.

La situation accidentelle entraînant des conséquences non radiologiques jugées enveloppes en termes d'effets chimiques, thermiques et/ou de surpression sur le public en phase de construction concernent l'explosion d'explosifs dédiés au creusement des puits.

Pour mémoire, l'utilisation d'explosifs ne concerne que la phase de construction initiale (l'activité de stockage d'explosifs disparaît avant la réalisation de la tranche une pour la zone descenderie et à la fin des travaux pour la zone puits).

5.4.4.1 Présentation des situations accidentelles

•L'évènement redouté correspond à l'explosion du dépôt où sont stockés les explosifs et détonateurs ou du bungalow de préparation des précharges consécutif à :

- un vieillissement des explosifs ;
- des étincelles générées par un dysfonctionnement électrique ;
- un échauffement des équipements de manutention utilisés à proximité.

Les explosifs encartouchés sont stockés dans des dépôts spécifiques considérés comme installations temporaires de chantier (ITC) situées en zone puits et en zone descenderie et préparés au préalable dans un local temporaire dédié installé à proximité des zones de creusement (bungalow de préparation des précharges d'explosifs).

5.4.4.2 Impacts non radiologiques des situations accidentelles

Les impacts en termes de surpression sont conditionnés par les quantités d'explosifs mises en jeu dans les situations accidentelles.

Les quantités d'explosifs dans un dépôt, en lien avec les besoins journaliers, sont évaluées, de manière très enveloppe à ce stade du dossier, à environ 1 600 kg. Compte tenu de cette quantité, cela s'inscrit dans la nomenclature des ICPE (installations classées pour la protection de l'environnement), rubrique 4 220 qui est soumise à autorisation (quantité supérieure à 500 kg de quantité équivalente totale de matières actives).

Le bungalow de préparation des précharges est quant à lui implanté à l'aplomb des zones à creuser.

Le phénomène dangereux caractéristique associé à l'explosion est la réaction de combustion de l'explosif dont le régime dimensionnant est celui de la détonation, induisant des effets liés à l'onde de surpression associée.

La définition de l'implantation des dépôts d'explosifs sera définie en phase ultérieure. Ces distances d'effets évaluées avec des hypothèses très majorantes seront prises en compte afin de définir l'implantation définitive des dépôts, de manière à ce qu'elles ne portent pas atteinte à la sûreté de l'INB.

Pour mémoire, en ce qui concerne les effets de surpression, le seuil retenu pour l'homme, en lien avec l'annexe II de l'arrêté du 29 septembre 2005 (62) est fixé à 50 mbar (objectif de sûreté).

Ainsi, les dispositions de limitation des conséquences d'une explosion d'explosifs en zone puits ou en zone descenderie pourront reposer sur :

- le dimensionnement du dépôt aux effets de l'explosion ;
- la mise en place de périmètres de sécurité autour du dépôt.

5.5 La présentation synthétique des systèmes de surveillance, des moyens de secours et de gestion accidentelle

5.5.1 Les systèmes de surveillance supports à la sûreté en exploitation

Dans le cadre de l'atteinte des objectifs de protection associés aux personnes (travailleurs et public) et à l'environnement, la surveillance de l'INB participe en particulier à la maîtrise des risques induits par la radioactivité des déchets au regard de la sûreté en exploitation. Cette maîtrise des risques est obtenue par l'accomplissement des fonctions de sûreté.

Les dispositifs de surveillance associés aux fonctions de sûreté nucléaire dans la démonstration de sûreté sont présentés ci-après. Les modalités de mise en œuvre de la surveillance de l'environnement sont quant à elles présentées dans la « Pièce 6 – Étude d'impact du projet global Cigéo » (63).

5.5.1.1 Surveillance radiologique

La surveillance radiologique des locaux est assurée par des équipements installés sur l'ensemble de l'installation permettant la mesure et le contrôle de la contamination atmosphérique et des niveaux d'irradiation. Ces équipements sont reliés au contrôle commande dédié à la radioprotection (RP), afin d'assurer une surveillance en temps réel de l'état radiologique. Elle est complétée par des appareils mobiles de prélèvements atmosphériques installés en fonction des besoins.

5.5.1.1.1 Surveillance de l'exposition des travailleurs

Les travailleurs sont équipés de dosimètres passifs et/ou opérationnels.

5.5.1.1.2 Surveillance de la contamination atmosphérique et des niveaux d'irradiation au sein de l'installation

La surveillance de l'irradiation et de la contamination atmosphérique est effectuée en temps réel par des sondes et balises (fixes) et en différé *via* des appareils de prélèvements atmosphériques et des dosimètres passifs. Elle repose sur :

- des mesures de l'irradiation uniquement selon les locaux ;
- des mesures de contamination atmosphérique selon les locaux.

Ces dispositifs sont adaptés aux différents locaux, aux substances qu'ils contiennent et aux opérations réalisées. Par ailleurs, des moyens mobiles de surveillance radiologiques sont prévus dans le cadre d'opérations ponctuelles autant que de besoin.

Les alvéoles de stockage MA-VL font l'objet d'une surveillance spécifique avec la mise en place de dispositifs de surveillance en gaine de jonction de retour d'air, en temps réel par balise de la contamination alpha et bêta dans les aérosols et par prélèvement sur filtre en continu pour une surveillance en différé.

En complément, une surveillance des ouvrages et équipements assurant le rôle de deuxième système de confinement (et dont l'objectif est de pallier une éventuelle défaillance du premier système de confinement, notamment le colis de déchets radioactifs) est mise en place. C'est le cas notamment pour les emballages de transports, le génie civil de certains locaux, les systèmes de ventilation, les hottes de transfert. Cette surveillance est constituée de vérifications du bon état physique (avec des contrôles périodiques), de l'absence de contamination (avec des mesures de contamination) et de suivi du bon fonctionnement (avec des capteurs permettant de signaler un dysfonctionnement).

5.5.1.1.3 Surveillance radiologique des rejets gazeux et des effluents liquides

a) Cas des rejets gazeux

Les faibles émissions gazeuses et particulaires liées à la présence des colis de déchets radioactifs dans l'INB sont à l'origine de rejets dans l'atmosphère. Ces rejets atmosphériques sont effectués *via* deux émissaires, l'un au niveau de l'installation nucléaire de surface et l'autre au niveau du puits d'air vicié de la zone en exploitation de l'installation souterraine, permettant de les canaliser et de les filtrer pour partie.

Leur surveillance est assurée au niveau de chaque émissaire par des mesures de débit et des mesures périodiques et/ou en continu des activités des rejets canalisés de la ventilation nucléaire.

b) Cas des effluents liquides

Les effluents liquides faisant l'objet d'une surveillance sont les suivants :

- les eaux d'exhaure des descenderies colis/service et des puits d'exploitation ;
- les effluents éventuels des cellules de dégazage ;
- les eaux de condensats ;
- les effluents éventuels de décontamination et de nettoyage ;
- les effluents de rinçage de l'installation de fabrication du liant de clavage ;
- les eaux d'exhaure des alvéoles HA ;
- les eaux d'extinction incendie.

La surveillance se fait principalement par prise d'échantillon et par analyse différée en laboratoire. Seuls les contrôles radiologiques sur les eaux d'exhaure des descenderies colis et service et des puits d'exploitation, réalisés au niveau des différents bassins de la recoupe albraque, s'effectuent par un dispositif de mesure continu et une analyse en temps réel (sonde de spectrométrie gamma). Cette surveillance est réalisée à travers le contrôle commande dédié à la radioprotection (RP).

5.5.1.2 Surveillance des risques liés à la sûreté-criticité

La surveillance du risque de criticité est portée principalement par la maîtrise de la masse de matière fissile présente dans l'installation. Les colis primaires de déchets radioactifs font ainsi l'objet d'un double contrôle de la masse de matière fissile avant leur expédition vers l'INB. En outre, le réseau de surveillance radiologique, notamment dans les locaux accessibles aux travailleurs, remonte une alerte en cas de dépassement significatif du débit de dose sur ses balises d'irradiation gamma et neutron permettant de détecter une éventuelle excursion de criticité.

5.5.1.3 Surveillance des risques liés à la thermique des colis

La surveillance des risques liés à la thermique des colis de déchets est réalisée principalement par le suivi des températures de l'air extrait des locaux au sein desquels des critères de température doivent être respectés (par exemple dans les cellules process du bâtiment nucléaire de surface et dans les alvéoles de stockage MA-VL).

La température ambiante des locaux étant régulée par la ventilation, la surveillance en continu de ce paramètre permet de gérer le conditionnement de l'air ambiant en amont du soufflage dans les locaux en ajustant le chauffage et le refroidissement de l'air insufflé. La distribution d'eau surchauffée et d'eau glacée est associée à ce conditionnement.

La surveillance des risques liés à la thermique des colis HA en alvéole de stockage est, quant à elle, réalisée au travers de la mise en place in situ d'une surveillance, dans les alvéoles eux-mêmes.

5.5.1.4 Surveillance des risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et par corrosion

La surveillance des risques liés aux gaz inflammables produits par radiolyse et par corrosion concerne les alvéoles de stockage. Elle repose sur le suivi de paramètres caractéristiques dans ces ouvrages :

- dans le cas des gaz de radiolyse, la surveillance du taux d'hydrogène en sortie d'alvéole MA-VL, dans la gaine d'extraction, *via* une mesure de la teneur en hydrogène associée à une mesure du débit de ventilation des alvéoles ;
- dans le cas des gaz de corrosion, la surveillance du taux d'oxygène en alvéole HA.

5.5.2 Les moyens de secours et de gestion accidentelle

5.5.2.1 Contexte organisationnel

Au sein de l'INB Cigéo, les moyens de secours et de gestion accidentelle sont préparés et réalisés dans le strict respect des conditions de sûreté et de sécurité.

La réalisation de ces opérations se fonde sur la mise en état sûr suivi de la consignation de l'ensemble des matériels et circuits préalablement identifiés comme potentiellement à risque vis-à-vis de l'intervention prévue d'être réalisée (arrêt de l'alimentation électrique, fermeture d'une vanne, immobilisation d'un engin de manutention ...).

Dans tous les cas, les conditions d'interventions sont préalablement définies (liste non exhaustive) : moyens matériels requis (balisages, mesures, décontamination, montage de sas ventilés ou non…), la qualification des intervenants, les modes opératoires à respecter ainsi que la surveillance des conditions radiologiques et la validation des consignations.

5.5.2.2 Les moyens humains & matériels

Les moyens humains associés aux secours et à la gestion accidentelle au sein de l'INB reposent en premier lieu sur les forces d'intervention internes composées *a minima* :

- d'une équipe force de sécurité (FdS) correspondant aux secours internes, présents 24 h/24 h ;
- d'une équipe de maintenance d'intervention ;
- d'une équipe radioprotection ;
- d'une équipe environnement.

En cas de nécessité, des équipes techniques peuvent être appelées en renfort et complétées par des secours externes.

5.5.2.3 Les moyens matériels

Les moyens matériels associés à la gestion accidentelle au sein de l'INB sont de natures différentes selon la zone dans laquelle a eu lieu l'accident.

Lorsque l'intervention humaine dans la zone accidentée reste possible (hors zones rouges non déclassées pour lesquelles des moyens matériels spécifiques sont prévus), les équipes d'intervention disposent de matériels spécialisés adaptés à la situation, tels que, par exemple :

- du matériel de balisage permettant de délimiter des zones d'exclusion ;
- du matériel de mesure d'une contamination surfacique et de débit d'équivalent de dose ;
- du matériel de décontamination ;
- du matériel permettant le prélèvement d'échantillons pour mesures ou analyses ;
- des sas montables d'entrée et de sortie de zones ;
- des équipements de lutte contre l'incendie.

L'acheminement de ces matériels se fait *via* des véhicules adaptés à la situation (véhicules incendie pour l'intervention en souterrain, véhicules d'acheminement des renforts…).

En cas de survenue d'une situation accidentelle dans une zone rouge non déclassée (cellules process du bâtiment nucléaire de surface, partie utile de l'alvéole de stockage MA-VL…), l'ambiance radiologique ne permet pas l'intervention in situ de personnel. De ce fait, les opérations de reconnaissance et d'analyse de la situation, de reprise du ou des colis accidentés ainsi que l'évacuation de tout terme source de la zone accidentée doivent être réalisées par des moyens matériels déportés ou téléopérés.

5.5.2.4 PUI et situations accidentelles graves

Le plan d'urgence interne (PUI) définit l'organisation et les moyens mis en place par la direction du site en cas de situation accidentelle considérée comme grave – selon les critères prédéfinis.

Des dispositions de gestion de crise sont définies dans le cadre du plan d'urgence interne pour déployer, à temps, des moyens d'urgence adaptés (techniques, organisationnels et humains) afin de gérer la crise et d'en limiter les conséquences.

Le déclenchement du PUI est envisagé :

- si la situation est susceptible de nuire gravement aux intérêts et nécessite une intervention immédiate de la part de l'exploitant. Cela concerne notamment :
  - ✓ les situations d'urgence radiologique, définies au titre de l'article L. 1333-3 du code de la santé publique soit toute situation impliquant une source de rayonnements ionisants et nécessitant une réaction rapide pour atténuer des conséquences négatives graves pour la santé, l'environnement ou les biens, ou un risque qui pourrait entraîner de telles conséquences négatives graves ;
  - ✓ les situations liées à l'émission de substances dangereuses dépassant les seuils d'effets toxiques en annexe II de l'arrêté du 29 septembre 2005 (62).
- si la situation nécessite des mesures de protection à l'extérieur du site ;
- si la situation nécessite l'information des autorités et la production d'éléments de communication externe.

Tableau 5-17 Objectifs d'un Plan d'urgence interne (PUI)

1	Maîtriser la situation d'urgence de façon à en prévenir et/ou limiter les conséquences
2	Alerter, informer et coopérer avec les autorités publiques et les services extérieurs compétents pour prévenir et/ou limiter les conséquences de la situation d'urgence
3	Alerter et protéger le personnel, porter secours aux victimes
4	Le cas échéant, caractériser l'état radiologique du site et caractériser l'état radiologique de l'environnement à l'extérieur du site
5	Informer les parties prenantes locales et les médias en liaison avec les pouvoirs publics

Les situations éligibles au déclenchement d'un PUI sont donc des situations nécessitant la mise en œuvre d'une organisation et de moyens spécifiques qui se substituent à l'organisation et aux moyens habituels.

Ceci se traduit par la constitution de différents postes de commandement (poste de commandement central, poste de commandement et de coordination, poste central de sécurité, etc.) dont l'organisation est conçue dans le but de prévenir en temps réel un développement plus grave de l'accident et en limiter les conséquences. Des exercices de mise en œuvre du PUI sont réalisés avec la participation des acteurs concernés des pouvoirs publics et de l'ASNR.

Le développement progressif des installations en particulier de la construction des ouvrages souterrains implique la concomitance d'activités dans la zone exploitation nucléaire et la zone travaux pendant la phase de fonctionnement.

À noter que pour l'organisation de l'exploitation deux structures sont mises en place :

- une organisation en heures ouvrées dans laquelle sont présentes les activités de pilotage de l'exploitation du process nucléaire (production et maintenance) ;
- une structure postée sous régime d'astreinte, dite « hors heures ouvrées » dans laquelle l'exploitation est à l'arrêt et l'installation à l'état sûr.

Les différents acteurs pouvant être mobilisés dans le cadre du déclenchement du PUI sont présentés ci-après selon la zone concernée par l'accident grave (zone exploitation ou zone travaux) et le moment où celui-ci survient (heures ouvrées ou non).

5.5.2.4.1 Organisation en zone exploitation nucléaire en heures ouvrées

Les différents acteurs mobilisés dans le cadre du déclenchement du PUI en heures ouvrées sont répartis dans différents postes ayant chacun des missions définies :

- le poste de commandement et de coordination (PCC) de la zone exploitation :
  - ✓ centralisation des informations ;
  - ✓ rassemblement dans un endroit sûr l'ensemble des personnels compétents et décisionnaires aptes à faire face à toutes les situations d'urgence ;
  - ✓ Information des Autorités ;
  - ✓ liaisons via un PCA (poste de commandement avancé) avec les équipes de terrain afin de bénéficier des points de situation et de transmettre les décisions à ces équipes.
- le poste de commandement avancé (PCA) :
  - ✓ élaboration d'un bilan circonstanciel de la situation accidentelle ;
  - ✓ mise en sécurité du personnel et gestion de la situation accidentelle ;
  - ✓ coordination des actions des équipes d'intervention sur le terrain.
- le poste central de sécurité (PCS) :
  - ✓ réception des alertes et alarmes ;
  - ✓ mise en œuvre des procédures dédiées à la situation ;
  - ✓ pilotage des équipements liés à la gestion de l'incendie, sous l'autorité du PCC ;
  - ✓ consignation chronologique des informations.

Les équipes composants ces différents postes sont adaptables selon la nature de la situation accidentelle à gérer.

En cas d'accident en heures ouvrées, les alarmes remontent de façon centralisée au poste central de sécurité situé au bâtiment SSE. Dans le cas d'une alarme provenant d'une zone d'exploitation du process nucléaire, celle-ci est également reportée au niveau de la salle de conduite centralisée du bâtiment nucléaire de surface.

5.5.2.4.2 Organisation en zone exploitation nucléaire en heures non-ouvrées

En dehors des heures ouvrées, l'organisation de crise mise en place est basée sur celle définie pendant les heures ouvrées. Le cadre d'astreinte de direction (CADI) peut décider de moduler cette configuration en fonction de la situation et de son évolution.

S'agissant du traitement des alarmes, celles-ci sont remontées au poste central de sécurité (PCS).

À réception d'une alarme, le PCS confirme la situation et contacte le cadre d'astreinte de direction (CADI) qui évalue la situation.

En fonction de la nature, de la localisation et de la gravité de la situation accidentelle, le CADI peut demander au PCS de mobiliser le personnel d'astreinte et de faire appel aux secours extérieurs.

Si la nature de la situation accidentelle le justifie, le CADI déclenche la mise en œuvre du PUI.

5.5.2.4.3 Organisation en zone travaux

La gestion d'une situation accidentelle en zone travaux est réalisée de manière indépendante. Une organisation similaire à celle retenue en zone exploitation est définie : Poste de commandement et de coordination (PCC) de la zone travaux, Poste de commandement avancé (PCA), Poste central travaux (PC travaux).

La zone travaux dispose d'une organisation, d'infrastructures, de matériels, d'équipements et de personnels qui lui sont propres afin de gérer de manière adéquate l'occurrence d'une situation accidentelle.

Les alarmes sont remontées au poste central travaux (PC travaux). À réception d'une alarme, le PC travaux confirme la situation et l'évalue.

En cas de décision de déclenchement du PUI par la direction de l'INB, le poste de commandement travaux (PC travaux) est gréé et la direction générale de l'Andra, les autorités compétentes, et les secours extérieurs informés.

En fonction de la nature de l'évènement, la configuration de crise est modulable.

5.5.2.4.4 Interface zone exploitation/zone travaux

Bien que les gestions de crise de la zone travaux et de la zone exploitation soient indépendantes l'une de l'autre, des interfaces existent entre ces deux zones, avec une information et une alerte immédiate en situation de crise.

Une interface de communication est prévue au niveau organisationnel entre la zone travaux et la zone exploitation afin de faciliter une réponse cohérente et concertée à une situation de crise se déclenchant sur une des deux zones, avec notamment une mutualisation possible des moyens.

Lors d'une situation accidentelle sur une des deux zones (zone exploitation ou zone travaux) nécessitant la mise en place de l'organisation de crise, le PCC de l'autre zone est gréé *a minima* afin de suivre l'évolution de la situation accidentelle. En fonction de l'évaluation de la situation accidentelle et de son évolution, une montée en puissance du dispositif de gestion de crise de la seconde zone peut être déclenchée.

De plus, outre la remontée d'alarmes de la zone travaux vers le PC Travaux, un report en temps réel de certaines informations (notamment les alarmes du système de sécurité incendie) est effectué au niveau du PCS (zone exploitation).

6

Les dispositions prévues pour assurer le caractère réversible du stockage

6.1	Contexte	256
6.2	La progressivité	257
6.3	La flexibilité	263
6.4	L'adaptabilité	267
6.5	La récupérabilité	272

6.1 Contexte

L'article L. 542-10-1 du code de l'environnement précise que *« la réversibilité est la capacité, pour les générations successives, soit de poursuivre la construction puis l'exploitation des tranches successives d'un stockage, soit de réévaluer les choix définis antérieurement et de faire évoluer les solutions de gestion »*. La réversibilité est mise en œuvre *« par la progressivité de la construction, l'adaptabilité de la conception et la flexibilité d'exploitation d'un stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs permettant d'intégrer le progrès technologique et de s'adapter aux évolutions possibles de l'inventaire des déchets consécutives notamment à une évolution de la politique énergétique »*. La réversibilité inclut *« la possibilité de récupérer des colis de déchets déjà stockés selon des modalités et pendant une durée, cohérente avec la stratégie d'exploitation et de fermeture du stockage »*. Cette définition de la réversibilité est cohérente avec la directive européenne de 2011 qui indique que « *la réversibilité et la récupérabilité en tant qu'éléments d'exploitation et de conception peuvent servir à orienter la mise au point technique d'un système de stockage* » (74).

La mise en œuvre du principe de réversibilité permet l'éventualité de prendre en compte l'éventualité que, sur la durée d'ordre séculaire de l'exploitation de l'INB, les générations futures aient la volonté de retirer tout ou partie des colis de déchets stockés est envisagée.

Cette notion de réversibilité qui est d'une acception très large est illustrée par le schéma ci-après qui synthétise les choix laissés aux générations futures, à la société civile et au législateur, quant au devenir du stockage géologique.

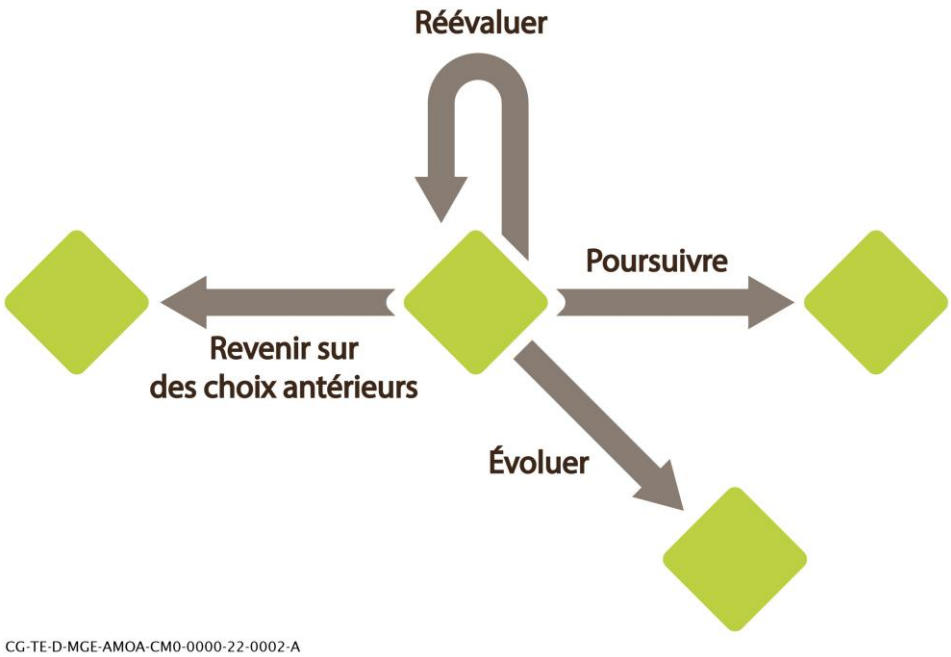


Figure 6-1 *Schéma synthétique des choix de réversibilité laissés au législateur et à la société civile*

Le stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde s'effectue « *dans le respect du principe de réversibilité* » et s'organise autour des enjeux suivants :

- la progressivité de la construction qui correspond à un enchaînement prudent d'opérations de construction et de mises en service successives de parties de l'INB, sur toute la durée de son fonctionnement ; elle permet principalement d'accélérer, de retarder ou de modifier l'ordre de construction et de mise en service de ces extensions ; elle offre également la possibilité aux générations futures d'adapter les ouvrages qui seront construits pendant la phase de fonctionnement à d'éventuelles évolutions d'inventaire ;

- la flexibilité du fonctionnement permettant d'absorber des variations liées par exemple aux chroniques de réception des colis, flux de réception, date d'obturation d'alvéoles ou de quartiers de stockage), sans modification des infrastructures ou des équipements existants et sans construction d'ouvrages nouveaux ; elle offre notamment la possibilité aux générations futures de décaler ou d'accélérer (dans certaines limites) les flux de colis de déchets reçus et de stocker des colis dans une gamme de formes, de dimensions et de masses variables ;
- l'adaptabilité des installations traduisant la capacité à les modifier pour prendre en compte de nouvelles hypothèses de dimensionnement ; elle permet principalement, sous réserve des autorisations préalables, d'adapter l'INB à d'éventuelles modifications de l'inventaire des déchets pour lesquels il est conçu ; sur ce sujet et à titre indicatif, depuis les premières étapes du projet dans les années 2000, l'Andra étudie la faisabilité du stockage d'une partie des déchets FA-VL et de combustibles usés dans la couche du Callovo-Oxfordien ;
- la récupérabilité qui correspond à la capacité à retirer des alvéoles de stockage des colis qui y ont été stockés ; l'INB est conçue pour que, sur toute la période allant de sa mise en service jusqu'à sa fermeture définitive, les colis stockés puissent en être retirés ; la mise en œuvre de la récupérabilité ne peut être exercée qu'associée à d'autres décisions, prises dans le cadre de la gestion globale des déchets radioactifs.

L'INB est conçue pour offrir des choix aux générations suivantes en matière de gestion des déchets radioactifs HA et MA-VL et pour ne pas les enfermer par des choix de conception faits au lancement du projet.

Par ailleurs, comme précisé et développé dans la « Pièce 16 - Plan directeur de l'exploitation » (12), afin d'offrir ces choix, l'organisation de « revues de la mise en œuvre du principe de réversibilité » est prévue de façon périodique « au moins tous les cinq ans » (article L. 542-10-1).

6.2 La progressivité

6.2.1 Le plan directeur d'exploitation propose la feuille de route du déploiement prévisionnel jusqu'à terminaison

LE PLAN DIRECTEUR D'EXPLOITATION[75]

La « Pièce 16 - Plan directeur d'exploitation » (12) présente le déploiement prévisionnel de l'INB notamment les perspectives de construction et d'exploitation de l'INB par tranches.

Le plan directeur d'exploitation constitue une des pièces du dossier d'autorisation de création de l'INB Cigéo demandé par l'article R. 593-16 du code de l'environnement.

Les propositions de l'Andra concernant la phase industrielle pilote prévue par le code de l'environnement (L. 542-10-1) sont également présentées dans ce plan.

Le plan directeur d'exploitation est un document évolutif par nature, l'Andra en produira des éditions successives sur la durée du développement de l'INB. Ces éditions constitueront un support concret d'informations, régulièrement actualisées, à destination des citoyens.

En lien avec le plan directeur d'exploitation, la construction progressive de l'INB correspond ainsi à un enchaînement prudent d'opérations de construction et de mises en service successives de parties de l'INB (bâtiments nucléaires de surface, ouvrages souterrains) sur toute la durée de son fonctionnement.

[75] La « Pièce 16 - Plan directeur de l'exploitation » (12) est une pièce constitutive du dossier de la demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo prévue par le code de l'environnement (article R. 593-16, alinéa III).

Les tranches successives de construction mèneront progressivement à la construction complète de l'installation, en particulier de l'installation souterraine (à la fin de la construction, l'installation souterraine telle que construite est dite « à terminaison »).

La programmation des opérations pourra être revue pour modifier la construction et la mise en service des tranches successives. Les évolutions seront tracées dans les versions successives du plan directeur d'exploitation.

6.2.2 La progressivité facilite l'amélioration continue

La progressivité de la construction et des mises en services successives donne le temps à l'Andra en tant qu'exploitant de l'INB :

- d'intégrer des évolutions de modes de stockage de certains colis de déchets : stockage direct en lieu et place du stockage en conteneur sous réserve de respecter les spécifications d'acceptation des colis pour ce mode de stockage ou *vice-versa* ;
- de consolider les stratégies de gestion de déchets comme en particulier pour les colis de déchets bitumés pour lesquels deux voies de gestion sont à ce stade considérées (cf. Chapitre 6.3) sur la flexibilité).

Associé à l'adaptabilité de la conception de l'INB, le principe d'un développement progressif offre également la possibilité aux générations successives qui construiront et exploiteront l'installation, d'adapter les ouvrages à d'éventuelles évolutions d'inventaire de déchets (par exemple construction ou non de sous-quartiers de stockage de combustibles usés).

De plus, la progressivité de la construction favorise l'intégration aux futures tranches de construction, de toutes les améliorations de connaissances qui seront rendues possibles par les progrès scientifiques et techniques pour optimiser le stockage au sens large ou choisir la meilleure solution de stockage (cas des déchets bitumés pour lesquels deux voies de gestion en stockage sont considérées à ce stade).

Ainsi, dès lors qu'une meilleure solution technique aura été développée et aura atteint un degré de maturité technologique suffisant, elle pourra, sous réserve de son autorisation, être intégrée aux ouvrages à construire.

À ce titre, la construction et l'exploitation du quartier pilote HA dès la phase industrielle pilote (Phipil), permet de disposer d'un retour d'expérience précieux pour la définition technique, la construction, l'exploitation du quartier de stockage HA qui sera mis en œuvre à l'horizon 2080.

De même, l'optimisation technico-économique de la conception ainsi que l'amélioration continue des dispositions prises pour sa sûreté s'appuieront pendant toute la durée du fonctionnement de l'INB sur, a minima, une veille scientifique et technologique voire la mise en œuvre en propre par l'Andra d'études et recherches en matière de développement du stockage. Sur ce dernier point, des évolutions de conception pourraient également provenir de prescriptions formulées par l'ASNR à l'occasion des réexamens périodiques de sûreté. La surveillance et l'exploitation de l'INB amèneront aussi naturellement des éléments de connaissance additionnels sur le comportement du stockage en grand et des composants, utiles pour l'optimisation de sa conception et de son exploitation et l'amélioration continue. Le développement progressif favorise le maintien du plus haut de niveau de sûreté tout en maîtrisant les coûts du stockage.

6.2.3 Les dispositions retenues dès la conception initiale pour faciliter le développement progressif

La conception de l'installation souterraine permet de mettre en œuvre une phase industrielle pilote selon les objectifs et le périmètre technique proposés à ce stade dans le PDE (cf. *Supra*) se traduisant notamment par :

- pour le stockage des colis MA-VL : la construction et l'exploitation nucléaire de quatre premiers alvéoles du quartier de stockage MA-VL ; la mise en place d'un ouvrage démonstrateur/témoin d'alvéole MA-VL ;
- pour le stockage de colis HA : la construction et l'exploitation d'un quartier pilote HA ainsi que la mise en place d'alvéoles témoins dans le quartier pilote HA ;
- en anticipation de la fermeture : la mise en place d'ouvrages démonstrateurs de scellements de fermeture d'alvéole HA.

La conception, la construction, l'exploitation et la surveillance de cette phase industrielle pilote sont organisées dans l'objectif de pouvoir apporter des éléments dans le processus décisionnel. Pour faciliter le développement progressif, la conception initiale prend par ailleurs en compte les caractéristiques de l'ensemble des colis de l'inventaire de référence pour dimensionner les ouvrages et les structures et équipements associés dans lesquels transitent l'ensemble de ces colis. C'est le cas en particulier :

- de la descenderie de colis et des galeries de liaison et d'accès aux alvéoles de stockage dans lesquelles sont transférées toutes les hottes contenant les colis de stockage HA et MA-VL ;
- du funiculaire qui permet le transfert via la descenderie colis de tous les colis de stockage HA et MA-VL dans leur hotte de transfert.

Les dispositions en matière de conception de l'installation souterraine pour assurer une séparation physique entre les activités de construction et les activités d'exploitation permettent de mener ces activités de manière concomitante et de mettre en service progressivement les tranches successives tout en assurant la sûreté de l'installation (cf. Chapitre 5.3.6 du présent document). En effet, compte tenu de la spécificité du déploiement progressif en particulier de la concomitance d'activités de construction et d'exploitation nucléaire, pour permettre la construction et la mise en service de chaque tranche de manière progressive tout en garantissant la protection des personnes :

- la séparation physique entre la zone travaux et la zone en exploitation est assurée par la présence de sas aux interfaces entre les zones en exploitation et en travaux, dimensionnés afin de garantir les performances attendues en toute situation ;
- les flux de travaux et d'exploitation sont en conséquence séparés et au sein de chaque zone, le croisement des flux de matériels et de personnels des différents types d'activités est limité autant que possible ;
- les activités de creusement sont réalisées à distance de la zone en exploitation, de manière à ce que ces activités et en particulier les éventuels accidents n'aient aucune incidence l'exploitation nucléaire.

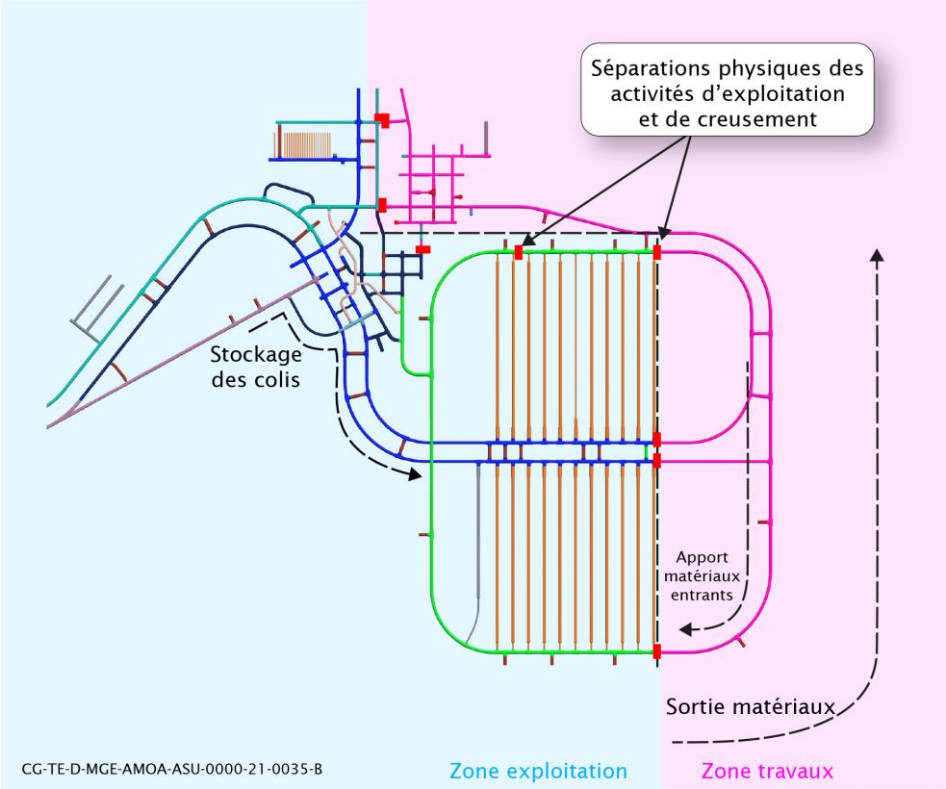


Figure 6-2 *Illustration des interfaces entre la zone en exploitation et la zone en travaux – Quartier de stockage MA-VL*

Par ailleurs, la prise en compte de l'ensemble des colis dès la conception initiale permet de dimensionner les dispositifs de maîtrise des risques communs à tous les colis (cf. Chapitre 5 du présent document) afin de les maîtriser.

L'objectif fondamental de la protection de l'homme et l'environnement à long terme après fermeture et les principes directeurs associés orientent dès la conception initiale certains choix sur l'architecture quel que soit le déploiement de l'INB. L'évaluation de la sûreté après fermeture et les résultats des incidences à long terme après fermeture sur l'homme et l'environnement des scénarios de sûreté se fondent sur une projection « illustrative » de ce que sera l'architecture à terminaison « une fois construite » sur la base des choix retenus à la conception initiale (cf. Chapitre 5 du présent document). Dans le cadre des principes directeurs, des études de sensibilité à des paramètres de l'architecture (ex. diamètre et longueur d'ouvrages) montrent le rôle central de la couche de Callovo-Oxfordien, soulignant la capacité de développement progressif de l'installation souterraine.

Le déploiement progressif des tranches se fera dans le cadre réglementaire par autorisations successives, notamment via les réexamens ou en cas d'évolution de la conception de l'architecture (en particulier les alvéoles de stockage), permettant de s'assurer que l'objectif fondamental de protection à long terme (et les fonctions de sûreté associées) est toujours respecté.

6.2.4 Un plan de développement en vue des constructions et mises en service successives

Le « Plan de développement de l'installation de stockage Cigéo » (75) est une des pièces du dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo. Il n'est pas appelé par le code de l'environnement et son origine se trouve dans la démarche itérative d'élaboration de la conception et de la démonstration de sûreté associée, notamment à l'issue de l'instruction du dossier d'options de sûreté. Plus précisément, le plan de développement de l'installation de stockage Cigéo fait suite à l'avis n° 2018-AV-0300 du 11 janvier 2018 de l'Autorité de sûreté nucléaire (24) et au courrier du 12 janvier 2018 (référence CODEP-DRC-2018-001635 (76)) dans lesquels l'ASN s'exprime sur le niveau de détail attendu pour la demande d'autorisation de création en matière de démonstration de sûreté. Il répond également à la recommandation R14 de l'avis de l'Autorité environnementale sur le centre de stockage Cigéo, émise dans le cadre du dossier de demande de déclaration d'utilité publique (DUP), déposé par l'Andra en août 2020.

La « Version préliminaire du rapport de sûreté » (14), à laquelle est associée l'étude de maîtrise des risques[76], présente la démonstration de la sûreté en fonctionnement et après fermeture de l'INB Cigéo, conçue pour stocker les déchets prévus dans l'inventaire de référence. L'INB Cigéo étant une installation qui se développera de façon progressive sur une durée d'ordre séculaire, la présente demande d'autorisation de création présente un niveau de définition plus détaillé pour les premiers ouvrages exploités, appelés « tranche 1 », par rapport aux autres phases de développement.

Le PDIS s'appuie en particulier sur les stratégies retenues pour le développement de l'installation nucléaire, le déploiement des mises en services successives et la fermeture proposés dans le « Plan directeur de l'exploitation » (12).

Le « Plan de développement de l'installation de stockage Cigéo » présente de façon documentée la feuille de route des activités de type ingénierie et des activités scientifiques et technologiques (études et recherche) de l'Andra en support aux prochaines grandes étapes de développement après le dépôt du dossier de demande d'autorisation de création (DAC), jusqu'à la fermeture définitive de l'INB Cigéo. Ce document technique et programmatique présente, dans une logique de développement détaillé et d'amélioration continue, les études et essais prévus après le dépôt du dossier de demande d'autorisation de création (DAC). Il couvre donc à la fois des aspects classiques du développement d'une installation nucléaire jusqu'à sa mise en service (qualification par exemple) et des aspects spécifiques au développement progressif de l'INB Cigéo.

Les études et essais décrits dans le PDIS seront réalisés en soutien au développement technique de l'INB Cigéo, à sa construction et à son fonctionnement progressif, puis en soutien à la logique de sa fermeture. Les résultats de ces études et essais seront intégrés en particulier aux réexamens de la démonstration de la sûreté de l'installation, en lien avec les jalons d'autorisation successifs prévus par la réglementation.

Le PDIS présente ainsi un ensemble d'études et d'essais, dont le niveau de détail est proportionné aux enjeux associés et aux échéances à plus ou moins long terme. Il s'agit :

- d'études et essais prévus en amont de la construction, en lien avec la réalisation opérationnelle initiale ;
- d'études et essais pendant la phase industrielle pilote, notamment jusqu'à la mise en service de la tranche 1, en lien notamment avec les éléments qui permettront de conforter la démonstration de sûreté ;

[76] Selon l'article R. 593-19 « *L'étude de maîtrise des risques mentionnée au 8° du I de l'article R. 593-16 présente, sous une forme appropriée pour accomplir les consultations locales mentionnées à l'article R. 593-21 et, le cas échéant, à l'article R. 593-22 ainsi que l'enquête publique prévue à l'article L. 593-8, l'inventaire des risques que présente l'installation projetée ainsi que l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et des mesures propres à limiter la probabilité des accidents et leurs effets tels qu'ils figurent dans la version préliminaire du rapport de sûreté.* ».

- d'études et essais en lien avec les optimisations de conception envisagées pour les mises en service ultérieures d'alvéoles du quartier de stockage MA-VL ;
- d'études et essais en lien avec les optimisations de conception envisagées pour les mises en service d'alvéoles du quartier de stockage HA à l'horizon 2080 ;
- d'études et essais en lien l'approche envisagée pour la fermeture de l'installation ;
- d'études et essais en lien avec les enjeux sur la flexibilité (cas des bitumes notamment) et sur l'adaptabilité.

Les résultats des études et essais, acquis au fil du développement du stockage, dès l'engagement de sa construction, permettront, sur la base d'un retour d'expérience permanent, de conforter la démonstration de sûreté et la conception des tranches à réaliser (et à autoriser) ultérieurement.

Le PDIS sera mis à jour régulièrement, en lien avec :

- les jalons décisionnels (décret d'autorisation de création de l'installation nucléaire, mise en service de l'installation nucléaire pendant la phase industrielle pilote (Phipil), etc.) ;
- le retour d'expérience pendant le déploiement progressif de l'installation nucléaire de base Cigéo (le retour d'expérience du fonctionnement et de la surveillance du quartier pilote HA et des quatre premiers alvéoles MA-VL, etc.) ;
- les avancées technologiques (le retour d'expérience des essais au Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne, le retour d'expérience des démonstrateurs, les avancées sur la conception des ouvrages de fermeture, les avancées sur les études relatives aux colis de déchets bitumés menées par l'Andra et les producteurs, etc.).

Les possibles évolutions de la politique en matière de stratégie énergétique pourront également avoir une incidence et entraîner des évolutions dans les éditions successives du PDIS, en lien avec les processus d'autorisation requis.

LE PLAN DE DÉVELOPPEMENT S'APPUIE SUR DES ACQUIS DE CONNAISSANCES ET LA DEMONSTRATION DE SURETE APPORTEE A LA PRESENTE DEMANDE D'AUTORISATION DE CREATION ET S'ADAPTE AUX PHASES TEMPORELLES DE L'INSTALLATION NUCLÉAIRE DE BASE CIGÉO ET A LA RÉVERSIBILITÉ

Le plan de développement se fonde sur les acquis de connaissances scientifiques et technologiques, un niveau de description de l'installation nucléaire en lien avec son déploiement progressif et les enseignements de la démonstration de sûreté associée au stade de la demande d'autorisation de création.

Il rappelle les acquis de connaissance issus de plus de trente années d'études permettant de mettre en perspective les différents éléments techniques au regard de leurs enjeux (sûreté, etc.).

Il présente les études (consolidation de la connaissance scientifique et technologique, précision et optimisation de la conception, confortation de la sûreté) en regard des objectifs suivants :

- préparer la mise en service de l'installation nucléaire de base Cigéo pendant la phase industrielle pilote ;
- préparer la mise en service des tranches ultérieures pour le stockage des déchets HA et MA-VL, dont la mise en service des alvéoles pour le stockage des colis de déchets bitumés et la décision au préalable de choix du mode de stockage retenu, le cas échéant en intégrant des optimisations ;
- préparer la fermeture de l'installation souterraine (bien qu'elle soit lointaine) en réponse à l'objectif fondamental de protection de l'homme et l'environnement après fermeture à long terme.

6.3 La flexibilité

6.3.1 Les différentes évolutions couvertes par la flexibilité

La flexibilité de l'INB est analysée en termes :

- d'évolutions du conditionnement pour certains colis de l'inventaire retenu pour la conception et la démonstration de sûreté au stade des études d'avant-projet en particulier ceux dont le conditionnement est à ce stade à l'état de recherche ;
- d'évolutions de livraison de colis primaires par les producteurs (aléas ou stratégies industrielles) et de modifications des flux de réception ;
- d'évolutions de modes de stockage en conteneur et/ou directement sans mise en conteneur selon les familles de déchets ;
- pour le cas spécifique des déchets bitumés, de possibilité à ce stade de deux voies de gestion possibles compte tenu des incertitudes résiduelles sur leur mode de conditionnement pour leur mise en stockage : le stockage de fûts de déchets bitumés mis en conteneurs renforcés vis-à-vis de l'incendie ou le stockage de colis de déchets MA-VL après traitement des fûts de déchets bitumés ;
- d'évolutions d'inventaire de colis de déchets (nombre de colis) et donc du nombre d'alvéoles ;
- de changements de stratégie et/ou modalités de fermeture.

6.3.2 Les dispositions retenues dès la conception

Les principales dispositions prévues pour répondre à ces principes sont présentées ci-après :

- **flexibilité aux variations de livraison de colis primaires par les producteurs** :

  La notion de flexibilité aux variations de livraison recouvre la flexibilité à l'ordonnancement des colis dans les alvéoles et la flexibilité en termes de cadence de stockage.

  Les dispositions de conception suivantes permettront pendant l'exploitation de l'INB Cigéo de parer à des aléas de livraison, sans remettre en cause la sûreté de l'installation :

  ✓ règles de costockage pour permettre et encadrer les possibilités de stockage des colis de déchets MA-VL de caractéristiques différentes au sein des alvéoles de l'installation souterraine selon des critères géométriques et des critères physico-chimiques ;

  ✓ possibilité, en lien avec le développement progressif de faire évoluer, le cas échéant, la construction des alvéoles MA-VL en modifiant les aménagements internes de l'alvéole MA-VL pour s'adapter aux plannings de livraison ;

  ✓ standardisation des dispositifs de stockage des colis (hotte, funiculaire...).

- **flexibilité au mode de stockage et à la nature des colis primaires**

  Il est d'ores et déjà prévu à la conception de pouvoir adapter le mode de stockage selon les colis de déchets primaires MA-VL en retenant un mode de stockage direct des colis de déchets en provenance des sites des producteurs, un mode de stockage de ces colis après mise au préalable en conteneur de stockage ou les deux modes de stockage pour une même famille de colis de déchets.

  Par ailleurs, l'installation permet de recevoir et de stocker des colis de déchets dans une gamme de formes, de dimensions et de masses variables. Les principales dispositions de conception pour les ouvrages souterrains contribuant, en particulier, à la flexibilité sont résumées ci-après :

  ✓ dispositions d'architecture :

  - une architecture et des galeries, centrées sur des zones de soutien logistique exploitation et travaux qui permet d'éventuels déploiements de quartiers ;
  - une séparation dynamique et physique exploitation/travaux permettant la coactivité ;
  - un creusement graduel des alvéoles ;
  - des espaces libres pour l'extension des quartiers HA et du quartier de stockage MA-VL.

- ✓ dispositions pour le quartier de stockage MA-VL :
  - une boucle permettant la construction de plusieurs alvéoles MA-VL incluant les alvéoles pour le stockage de l'ensemble des colis de déchets bitumés s'ils étaient tous stockés en l'état et un alvéole supplémentaire (cf. Chapitre ci-après) ;
  - une extension du quartier de stockage MA-VL possible et facilement réalisable vers l'est du quartier ;
  - des alvéoles MA-VL[77] se distinguant entre eux par leurs aménagements internes respectifs, adaptés à la géométrie des différents colis de stockage qu'ils accueillent.
- ✓ dispositions pour le quartier de stockage HA :
  - des marges au nord à l'intérieur de la ZIOS (et comprises dans le périmètre INB) pour le quartier de stockage HA permettant aussi d'adapter ;
  - le cas échéant, les nombres, longueurs et orientations d'alvéoles.

6.3.3 Le cas spécifique des colis de déchets bitumés

6.3.3.1 Le contexte

En 2016, l'Andra a soumis à l'Autorité de sûreté nucléaire le « Dossier d'options de sûreté » (DOS) (20, 21). Suite à une phase d'instruction technique mettant en jeu les expertises de l'IRSN (23, 77), appui technique de l'ASN, et des groupes permanents d'experts pour les déchets et pour les laboratoires et les usines (GP) (78), l'ASN a émis un avis et adressé une lettre de suite en janvier 2018 (24, 76). Dans cet avis, elle estime que :

- « *le projet Cigéo a atteint dans son ensemble une maturité technologique satisfaisante au stade du dossier d'options de sûreté* » ;
- « *le dossier d'options de sûreté est documenté et étayé et constitue une avancée significative par rapport aux précédents dossiers ayant fait l'objet d'avis de l'ASN* ».

Toutefois, concernant le stockage des colis de déchets bitumés, elle précise que *« les options de conception retenues à ce stade par l'Andra ne permettent ni de prévenir ni de limiter les risques à un niveau acceptable en cas de réaction exothermique à l'intérieur d'un colis de déchets bitumés »*. De plus, *« La recherche de la neutralisation de la réactivité chimique des colis de déchets bitumés doit être privilégiée. En parallèle, des études visant à modifier la conception pour exclure le risque d'emballement de réactions exothermiques doivent être conduites. En tout état de cause, la caractérisation dans les meilleurs délais de ces colis de déchets bitumés par leurs producteurs est un préalable indispensable. »*.

Dans sa lettre de 2018, l'ASN demande à l'Andra dans le cas où elle envisage *« le stockage en l'état de tout ou partie des colis de déchets bitumés de présenter, dans le dossier de demande d'autorisation de création, des modifications de conception pour exclure le risque d'emballement des réactions exothermiques, concernant notamment :*

- *les dispositions de surveillance permettant de détecter au plus tôt une montée progressive de la température ;*
- *les dispositions prévues en cas d'incendie pour empêcher des réactions exothermiques des colis de déchets bitumés et la propagation à un ou d'autres colis ;*
- *les mesures de limitation des conséquences vis-à-vis de la dissémination de matière radioactive à la suite d'une dégradation thermique des colis. ».*

[77] À l'exception d'un seul alvéole de diamètre excavé différent

Par ailleurs, au vu des enjeux importants, tant pour la sûreté que pour le développement du projet global Cigéo, à la demande conjointe du Ministre de la Transition écologique et Solidaire et de l'ASN, une revue externe par des experts français et internationaux dans le domaine de la gestion des déchets bitumés a été lancée en septembre 2018 pour aboutir à un rapport final de revue publié en juin 2019 (79). Il est à noter que la revue a estimé que les deux voies de gestion des déchets bitumés, que sont la neutralisation et le stockage en l'état, sont possibles. En effet, dans l'hypothèse où le stockage en l'état des colis de déchets bitumés dans l'INB Cigéo est retenu (79), le rapport mentionne que l' *« on ne peut exclure que quelques-uns de ces fûts ne puissent pas satisfaire aux critères d'acceptation qui seront définis et doivent donc faire l'objet d'un traitement particulier »*. De plus, concernant les études conduites par l'Andra en vue d'améliorer la conception de l'INB pour exclure le risque d'emballement de réactions exothermiques, le groupe de revue écrit que « *bien que toutes les études ne soient pas terminées, le groupe a la conviction que des dispositions techniques permettant un stockage des déchets bitumés dans Cigéo dans des conditions de sûreté acceptables peuvent être définies sur la base des techniques disponibles aujourd'hui en ingénierie…* » et que « *les études conduites par l'Andra sont à cet égard pertinentes et devraient permettre d'arriver à court terme à une conception dont la sûreté pourrait être démontrée de façon convaincante* ».

En parallèle de cette revue, des travaux conduits de manière quadripartite entre l'Andra, le CEA, Orano et EDF ont porté, dans un premier temps, sur les différents procédés de traitement et, dans un second temps, sur l'industrialisation de ces procédés correspondant à des grandes options technologiques différentes.

Par ailleurs, dans le cadre du PNGMDR 2016-2018[78], l'ASN et l'ASND ont instruit conjointement les rapports relatifs au comportement des enrobés bitumés en stockage, et ont formulé en mai 2019 des demandes complémentaires en vue de la demande d'autorisation de création de l'INB.

En réponse à ces avis et aux conclusions de la revue d'experts, d'une part l'Andra a soumis en juillet 2019 à l'ASN la démarche retenue sur la base d'hypothèses enveloppes pour la conception et la démonstration de sûreté qui a également fait l'objet d'une instruction par l'IRSN saisi par l'ASN. D'autre part, EDF, le CEA, ORANO et l'Andra ont mis en place un nouveau programme quadripartite dit « programme Babylone » visant à apporter les éléments relevant de la R&D pour répondre au besoin de consolidation de la connaissance du comportement des bitumes en vue de leur stockage et afin de permettre de concevoir les conditions de stockage (installations et règles d'exploitation) adaptées.

L'ASN a donc complété ses demandes à la suite de cette revue et des éléments fournis dans le cadre du PNGMDR 2016-2018 sur la gestion des déchets bitumés en adressant à l'Andra les avis en 2020 et 2021 (81, 82) relatifs aux études inscrites dans le PNGMDR 2016-2018 et axés sur les comportements physico-chimique et thermique des colis de déchets bitumés en stockage. L'ASN dans son avis du 1er décembre 2020 (83), estime notamment que pour les colis de déchets bitumés dont la sûreté en stockage ne pourrait être démontrée, des travaux complémentaires devront être entrepris. L'ASN ajoute qu' « *à cet égard, les études concernant leur éventuel traitement préalable doivent être poursuivies avec pour objectif de permettre leur stockage dans des conditions sûres. Au regard des enjeux de sûreté, il est nécessaire d'explorer, en tenant compte du nombre de colis concernés, toutes les voies de traitement envisageables.* ».

[78] Cf. Arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017-231 du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (80).

UNE APPROCHE PRUDENTE : DEUX VOIES DE GESTION DES DECHETS BITUMES A CE STADE

Sur la base des différents avis et recommandations parus depuis l'instruction du dossier d'options de sûreté de l'INB Cigéo soumis à l'ASN en 2016, l'Andra retient deux voies de gestion pour le stockage des déchets bitumés sans préjuger d'une voie préférentiellement à une autre :

- un stockage en l'état de colis de déchets bitumés (sans traitement préalable) mis dans des conteneurs en béton « renforcés », vis-à-vis de l'incendie, avant leur transfert et leur mise en stockage dans des alvéoles dédiés dont la conception est elle-même renforcée vis-à-vis de l'incendie ;
- un stockage de colis de déchets issus d'un traitement visant la neutralisation des déchets bitumés.

En lien avec le développement progressif de l'installation souterraine et dans une démarche prudente, **l'Andra ne prévoit pas que soient stockés ces colis dans les premiers alvéoles correspondant à ceux mis en service pendant la Phipil.**

L'Andra a intégré dans ses études de conception et de sûreté associées les deux voies de gestion des déchets bitumés, au titre de la flexibilité pour pouvoir accueillir les colis de déchets quelle(s) que soi(en)t la ou les voies retenues à terme en identifiant les dispositions conservatoires le cas échéant à mettre en place dès la construction initiale.

Dans une approche prudente, l'Andra a pris en compte dans son dimensionnement vis-à-vis du risque incendie de l'INB en particulier pour le bâtiment nucléaire de surface (qui reçoit tous les colis MA-VL de l'inventaire de référence) et pour l'alvéole de stockage MA-VL la voie de gestion la plus impactante c'est-à-dire celle correspondant au stockage de colis de déchets bitumés dans des conteneurs en béton renforcés vis-à-vis de l'incendie (les éléments ont donc été présentés dans le chapitre relatif au risque lié à l'incendie du présent document.

6.3.3.2 Les deux voies de gestion envisagées à ce stade

À ce stade, l'Andra retient deux voies de gestion pour le stockage des déchets bitumés sans préjuger d'une voie préférentiellement à une autre :

- un stockage de colis de déchets bitumés en l'état (sans traitement préalable) mis dans des conteneurs en béton « renforcés » vis-à-vis de l'incendie, avant leur transfert et leur mise en stockage dans des alvéoles dédiés ;
- un stockage de colis de déchets issus d'un traitement visant la neutralisation des déchets bitumés.

En lien avec le développement progressif et dans une démarche prudente, l'Andra ne prévoit pas que soient stockés ces colis durant la phase industrielle pilote.

Ainsi, l'Andra a intégré dans ses études de conception et de sûreté en particulier pour la sûreté en exploitation associées les deux voies de gestion des déchets bitumés, au titre de la flexibilité, pour pouvoir accueillir les colis de déchets quelle(s) que soi(en)t la ou les voies retenues à terme en identifiant les dispositions conservatoires le cas échéant à mettre en place dès la construction initiale :

- le stockage des déchets bitumés en l'état après mise en conteneur renforcé vis-à-vis de l'incendie est retenu à ce stade pour le dimensionnement de l'INB et plus particulièrement du bâtiment nucléaire de surface EP1 et des équipements et ouvrages communs à tous les colis. Ce choix permet de couvrir les risques vis-à-vis notamment de l'incendie (cf. Chapitre 5.3.3.2 du présent document) et ainsi permet de couvrir les aléas en termes de décision ultérieure ;
- l'Andra prévoit des dispositions spécifiques au mode de prise en charge des fûts de déchets bitumés dans des conteneurs en béton « renforcés » et des alvéoles agencés spécifiquement (cf. Figure 6-3) afin de maîtriser les risques d'incendie (cf. Chapitre 5.3.3.2.3 du présent document) ;

- la modification de l'équipement de manutention et l'ajout de dispositions de surveillance et d'intervention permettent de détecter et d'intervenir rapidement en cas d'événement afin d'éviter la propagation d'un incendie et de limiter ses conséquences notamment vis-à-vis de la dissémination des substances radioactives en dehors du colis de déchets bitumés et vis-à-vis de l'exclusion du risque d'emballement des réactions exothermiques suite à un incendie sur un équipement du process de transfert. Les dispositions en matière de conception spécifiques au stockage des fûts de déchets bitumés en l'état sont :
  - ✓ la mise en conteneur béton renforcé vis-à-vis de l'incendie ;
  - ✓ le pont polyvalent qui en plus de sa fonction principale de manutention (mise en place, déplacement et retrait des colis) permet de surveiller les colis de stockage (caméra, caméra thermique, endoscope) lors de son utilisation en alvéole et de les refroidir par aspersion d'eau le cas échéant ;
  - ✓ le réseau de surveillance de la température ;
  - ✓ le robot d'intervention qui dispose de moyens de surveillance (caméra et caméra thermique) et d'intervention permettant d'éteindre un incendie sur le pont polyvalent ou de refroidir les colis de stockage par aspersion d'eau ;
  - ✓ une zone d'isolement du colis de stockage déplacé au moyen du pont polyvalent, positionnée en tête de la partie utile de l'alvéole de stockage ; elle est équipée d'un système d'aspersion fixe.

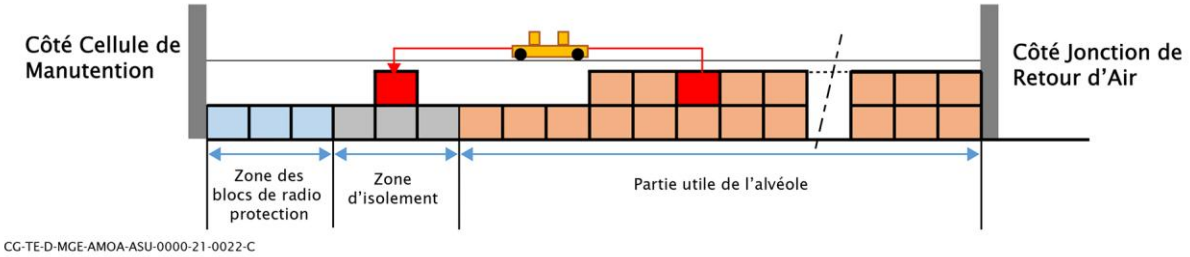


Figure 6-3 *Schéma de principe de l'alvéole de stockage renforcé pour le stockage de colis de déchets bitumés en l'état*

La prise en charge dans l'INB Cigéo des déchets bitumés en l'état ou des déchets issus d'un traitement visant la neutralisation des déchets bitumés fera l'objet d'un processus d'autorisation auprès de l'autorité de sûreté nucléaire, incluant des spécifications d'acceptation des colis.

6.4 L'adaptabilité

6.4.1 Des études d'adaptabilités menées dès la conception initiale

À titre de précaution, depuis les premières étapes du projet dans les années 2000, l'Andra étudie la faisabilité du stockage d'une partie des déchets FA-VL et de combustibles usés dans la formation argileuse du Callovo-Oxfordien. De telles études de faisabilité ont été périodiquement instruites par l'ASN depuis 2005.

Dans le cadre de la préparation du présent dossier de demande d'autorisation de création (DAC) de l'INB Cigéo, l'Andra a approfondi ses études de conception et ses évaluations de sûreté sur un inventaire plus large que l'inventaire de référence (cf. Chapitre 1.3.2.1 du présent document). Cet inventaire est dénommé « Inventaire de réserve de l'INB Cigéo » (84) tel que défini au chapitre 1.3.2.2 du présent document. Les études relatives à l'éventuel stockage des déchets de cet inventaire de réserve sont dénommées « études d'adaptabilité ».

Dans son avis n° 2018-AV-0300 du 11 janvier 2018 (24), l'ASN présente les objectifs des études à mener pour la prise en charge de l'inventaire de réserve de la manière suivante : « *l'Andra doit présenter l'inventaire de réserve retenu, conformément à l'avis de l'ASN du 31 mai 2016 susvisé, et justifier qu'il n'y a pas d'élément rédhibitoire au stockage des déchets de cet inventaire de réserve* ». À cela s'ajoute la demande de la lettre ASN du 12 janvier 2018 (76) que ces études permettent « *d'avoir la raisonnable assurance que la démonstration de sûreté pourra, le cas échéant, être confirmée pour les déchets de l'inventaire de réserve* ».

Conformément à la démarche retenue pour mener les études d'adaptabilité présentée en 2019 (85) dans le cadre du Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) 2016-2018, les études d'adaptabilité menées à ce stade permettent d'évaluer la faisabilité technique de la prise en charge des colis de l'inventaire de réserve dans l'INB Cigéo et d'identifier les dispositions conservatoires éventuelles à mettre en place dès la phase de construction initiale.

Les études d'adaptabilité visent ainsi à vérifier que la conception actuelle de l'INB ne présente pas de caractère rédhibitoire à un stockage des colis de l'inventaire de réserve.

6.4.2 Les dispositions conservatoires

NOTE IMPORTANTE

Les études d'adaptabilité de l'INB au stockage des colis de l'inventaire de réserve consistent à s'assurer que la conception de l'INB préserve la faisabilité technique de la prise en charge des colis de cet inventaire de réserve, que les risques et impacts potentiels sur l'homme et l'environnement apportés par l'éventualité de ce stockage restent maîtrisés et d'avoir au moment venu (liée à une demande d'autorisation) la démonstration complète.

Ces études visent l'identification de dispositions le cas échéant spécifiques qui sont retenues dès la construction initiale ou à prévoir dans les tranches ultérieures et rendant l'INB effectivement adaptable au stockage des colis de l'inventaire de réserve.

La prise en compte du fonctionnement pendant 60 ans du parc électronucléaire composé des 57 réacteurs en fonctionnement et des 6 réacteurs EPR2 en projet, dans la poursuite de la politique actuelle de retraitement de tous les combustibles usés dans l'usine de retraitement de La Hague, induit un nombre plus important de colis de déchets HA et MA-VL à stocker dans l'INB Cigéo.

Ces colis de déchets HA et MA-VL supplémentaires ont des caractéristiques considérées comme similaires aux colis de déchets HA et MA-VL déjà présents dans l'inventaire de référence et qui ont servi au dimensionnement de l'INB. Ainsi, leur prise en charge s'effectuerait dans les mêmes installations que celles prévues dans la conception actuelle et les dispositions de maîtrise des risques sont les mêmes que celles identifiées dans le cadre du stockage des colis de déchets de l'inventaire de référence.

Dans le cas de l'arrêt de la production électronucléaire induisant un arrêt du retraitement des combustibles usés ainsi que dans le cas du stockage en l'état des combustibles usés expérimentaux du CEA, de ceux de la propulsion nucléaire navale et de ceux de l'institut Laue-Langevin (ILL), l'ensemble des colis à stocker dans l'INB Cigéo est composé de colis de déchets HA et MA-VL issus des combustibles usés retraités avant l'arrêt du retraitement et de combustibles usés non retraités.

Dans ce scénario, les combustibles usés sont des colis de haute activité similaires aux colis de stockage HA (colis cylindriques en acier faiblement allié bas carbone…). Ainsi, leur prise en charge s'effectuerait dans des installations déjà prévues pour les colis de déchets HA ou dans des installations de conception similaire modulo quelques mesures conservatoires prises à la conception En effet, les caractéristiques thermiques et radiologiques seraient d'ordres de grandeur équivalents à celles des colis de déchets HA mais ils sont plus longs du fait de la longueur des assemblages de combustibles usés.

Les principales adaptations concerneraient, d'une part le processus de transfert dans l'installation souterraine, d'autre part la substitution de quartiers de stockage HA par des quartiers de stockage de combustibles usés. En effet, si ceux-ci venaient à être stockés, les colis HA qui auraient été générés par leur traitement ne seraient pas produits. Toutefois, aucune opération de stockage de combustibles n'est envisagée avant l'horizon 2080 afin de bénéficier d'une décroissance notable de leur dégagement thermique et d'intégrer la construction de leurs alvéoles de stockage au programme de déploiement des ouvrages souterrains.



Figure 6-4 *Illustration des quartiers de stockage HA et de CU (hypothèse à terminaison pour le scénario d'arrêt du recyclage d'évolution de politique énergétique de l'Inventaire national)*

L'analyse du stockage des colis de déchets HA et des colis de combustibles usés du fait de l'arrêt anticipé du retraitement de ces derniers montre la faisabilité et la compatibilité de ce stockage avec les principes de conception retenus pour le stockage des colis de déchets de l'inventaire de référence.

Au niveau de l'installation souterraine, les dimensionnements de la descenderie, du funiculaire et des galeries de liaisons permettent le stockage des colis sans aucune disposition conservatoire ni modification substantielle au préalable. Pour les tranches ultérieures (TU), des adaptations et des équipements complémentaires seront à mettre en place pour la mise en service d'un stockage de combustibles usés, notamment au niveau du futur bâtiment nucléaire de surface EP2 et des quartiers de stockage avec un nombre d'alvéoles plus important et donc une extension plus importante que pour le stockage des déchets HA et MA-VL de l'inventaire de référence, sur la base des mêmes principes de dimensionnement que pour le stockage des colis HA (alvéoles horizontaux et borgnes, entraxes selon les critères thermiques et thermo-hydromécaniques de la couche du Callovo-Oxfordien).

Des adaptations des hottes de transfert seront mises en place en cas de décision de stocker des combustibles usés pour tenir compte de la longueur des colis de combustibles usés.

Dans les installations de surface prévues en construction initiale, seule la tête de descenderie nécessite de prendre en compte dans sa conception la longueur des colis de combustibles usés, notamment vis-à-vis de certaines ouvertures de passage (*i.e.* Portes et murs fusibles) pour permettre le passage de la hotte de transfert des combustibles usés et éviter ainsi des modifications substantielles de l'installation.

Par ailleurs, la prise en charge des colis de combustibles usés ne serait envisagée qu'à l'horizon 2080 en cas de décision en ce sens. Les autres ouvrages et équipements construits dans les tranches ultérieures préservent dans leur conception la possibilité de prendre en charge les colis de combustibles usés et certaines dispositions de maîtrise des risques spécifiques aux combustibles usés sont identifiées et seront prises en compte en temps voulu (par exemple, respect d'une distance entre certains colis de combustibles dans le bâtiment nucléaire de surface).

Les colis de déchets FA-VL (colis de déchets bitumés, colis de déchets graphite…) sont couverts par les colis de déchets MA-VL vis-à-vis de leurs caractéristiques radiologiques et thermiques. Par ailleurs, leurs caractéristiques géométriques sont similaires voire identiques à celles des colis de déchets MA-VL déjà contenus dans l'inventaire de référence. Ainsi, la prise en charge des colis de déchets FA-VL s'effectuerait dans les mêmes installations que celles déjà prévues pour les colis de déchets MA-VL.

Le volume de colis de déchets FA-VL à stocker dans l'installation souterraine nécessiterait l'ajout d'alvéoles de stockage supplémentaires par extension du quartier de stockage MA-VL au-delà des galeries qui forment une boucle autour du quartier de stockage MA-VL prévu pour le stockage des colis de déchets MA-VL de l'inventaire de référence. Ces galeries intègrent dans leur conception actuelle la possibilité d'étendre le quartier de stockage MA-VL vers l'Est. Son déploiement par tranches successives permet ainsi de l'adapter au stockage des colis de déchets FA-VL le cas échéant. La conception de cette adaptation répond aux mêmes principes de conception et aux mêmes exigences de sûreté que pour les alvéoles de stockage des colis de déchets de l'inventaire de référence. Les risques liés au stockage de ces colis dans l'installation souterraine resteraient donc maîtrisés.

Dans le cas du scénario de multi-recyclage du combustible usé, l'augmentation de la quantité de colis de déchets MA-VL nécessiterait la construction de quatre alvéoles de stockage MA-VL supplémentaires. Ceux-ci pourraient être déployés à l'est de la boucle MA-VL comme pour le cas du quartier de stockage FA-VL. Les dispositions conservatoires seraient alors les mêmes que celles retenues pour le déploiement du quartier de stockage FA-VL.

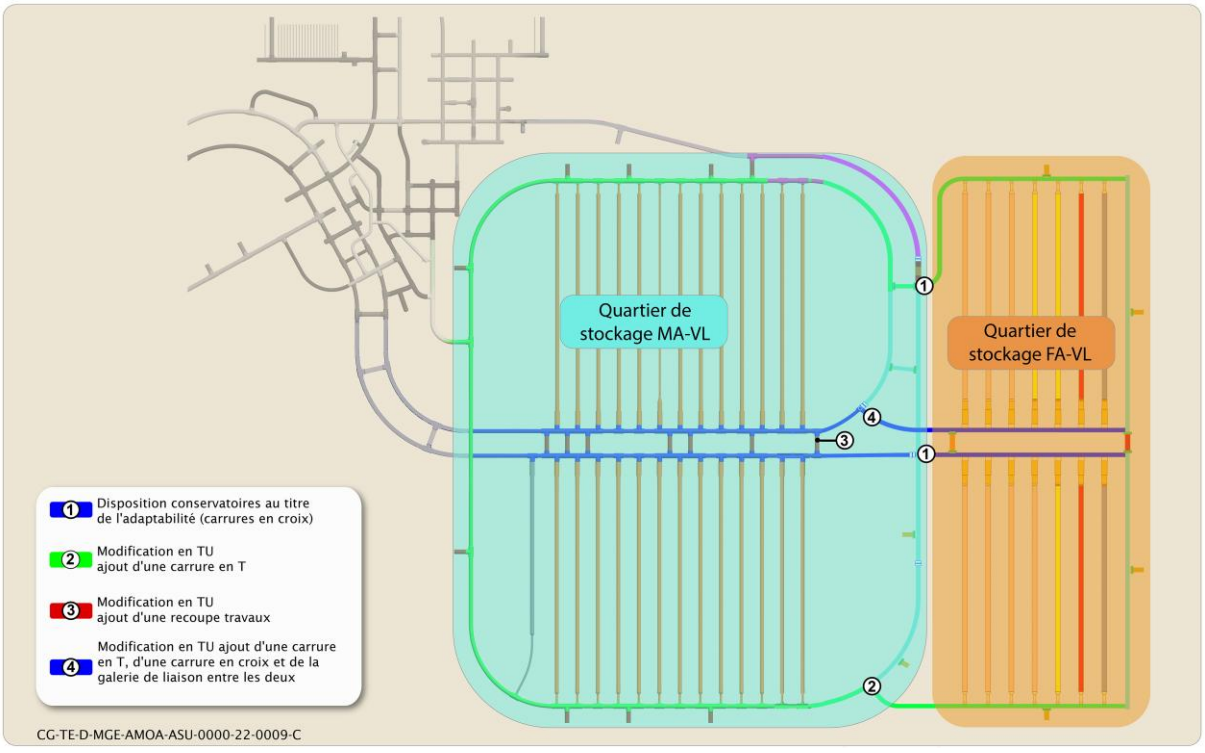


Figure 6-5 *Illustration des ouvrages d'un éventuel quartier de stockage FA-VL (hypothèse à terminaison)*

La conception actuelle des installations de surface et de l'installation souterraine préserve ainsi la prise en charge des colis de déchets MA-VL supplémentaires et de déchets FA-VL, sans que cela ne nécessite la mise en place de dispositions de maîtrise des risques spécifiques concernant les ouvrages et équipements prévus dès la construction initiale.

Par ailleurs, les scénarios liés d'une part à l'arrêt du recyclage et d'autre part au multi-recyclage du combustible usé, induisent un allongement de la durée de fonctionnement de l'INB Cigéo. La stratégie de surveillance, de maintenance et de gestion du vieillissement sur le génie civil des ouvrages de surface et souterrains de l'INB, notamment au regard de son allongement de durée de fonctionnement, est similaire à celle déployée pour le stockage des colis de déchets de l'inventaire de référence. La poursuite de fonctionnement de l'INB Cigéo pourra donc être traitée par la réalisation de jouvences supplémentaires et les éventuels besoins de jouvence de grande ampleur seront évalués grâce aux données collectées par un système de surveillance adapté.

6.4.3 L'impact potentiel sur la démonstration de sûreté

En réponse à l'annexe C de la lettre de l'ASN du 12 janvier 2018 (76), l'Andra selon la démarche de sûreté établie dans le cadre du PNGMDR 2016-2018 a mené des études de sûreté en lien avec les études de conception au stade « d'esquisse » (faisabilité) afin de vérifier notamment « de *permettre d'avoir la raisonnable assurance que la démonstration de sûreté pourra, le cas échéant, être confirmée pour les déchets de l'inventaire de réserve » (85).*

Les principes directeurs de la conception du stockage des colis de l'inventaire de réserve étant les mêmes que ceux du stockage des colis de l'inventaire de référence, l'effet du stockage des colis de l'inventaire de réserve sur le fonctionnement phénoménologique du système de stockage des colis de l'inventaire de réserve s'appuie sur celui décrit pour le stockage des colis de l'inventaire de référence, en prenant en compte les caractéristiques propres des colis de l'inventaire de réserve. Il s'agit ainsi de souligner l'absence ou l'existence d'écarts, et dans ce cas l'importance de ces écarts.

Ainsi, en phase long terme après-fermeture, les grands principes directeurs de la conception et les caractéristiques favorables de la couche du Callovo-Oxfordien (qui restent inchangées dans le cas du stockage des colis de l'inventaire de réserve) assurent une bonne maîtrise des processus qui pilotent le fonctionnement phénoménologique du système de stockage.

Ainsi, en raison, d'une part du choix des mêmes grands principes directeurs de la conception que pour l'inventaire de référence et des caractéristiques du Callovo-Oxfordien de ce fait inchangées afin d'assurer une bonne maîtrise des processus qui pilotent le fonctionnement phénoménologique du système de stockage, et d'autre part du respect des exigences qui permettent de satisfaire les fonctions de sûreté, les études montrent que la performance du système de stockage n'est pas affectée par le stockage des colis de l'inventaire de réserve. Les incidences sanitaires sur l'homme sont acceptables et atteignent leur maximum à des horizons de temps très lointains (au-delà de 500 000 ans) comme pour l'inventaire de référence. Ces incidences augmentent en relation avec l'augmentation de l'inventaire stocké, celui des radionucléides mobiles à vie longue et en particulier l'Iode 129 mais elles restent de l'ordre de la dizaine de microsieverts pour la situation de référence du scénario d'évolution normale. Même pour la situation enveloppe du scénario d'évolution normale qui constitue une représentation enveloppe du fonctionnement du système de stockage après fermeture et à long terme, ces incidences correspondent à des niveaux globalement inférieurs à la valeur de référence de 0,25 mSv/an, ou, pour l'exutoire pénalisant qu'est celui d'un pompage dans la zone de fracturation diffuse dans l'Oxfordien restent du même ordre que cette valeur.

En phase de fonctionnement, les études montrent que les caractéristiques spécifiques des colis de l'inventaire de réserve ne remettent pas en cause les fonctions de sûreté en exploitation. Les principales dispositions de maîtrise des risques, déterminées pour le stockage des colis de l'inventaire de référence, sont applicables et transposables pour toutes les tranches de construction. Les travaux ultérieurs pour l'adaptabilité pour la phase de fonctionnement consisteront, comme dans le cadre du développement progressif, de mettre au point les solutions techniques aux niveaux de maturité ad hoc, ces travaux relevant de l'état de l'art ne nécessitent pas de besoin de R&D spécifique. Par ailleurs, les impacts radiologiques sur l'homme du stockage des colis de combustibles usés restent très inférieurs aux objectifs de protection fixés par l'Andra.

À titre illustratif, l'impact radiologique en fonctionnement normal et en mode dégradé est inférieur à 2×10^{-6} mSv/an en fonctionnement normal et en mode dégradé pour les colis de combustibles usés. Cette exposition est inférieure de plusieurs ordres de grandeur à la limite réglementaire imposée par le code de la santé publique (1 mSv/an) et bien inférieure à la limite haute de l'objectif de dose pour le public que s'est fixée l'Andra (0,25 mSv/an). Elle est également inférieure à l'impact radiologique obtenu pour les colis de déchets HA et MA-VL de l'inventaire de référence. L'impact radiologique en situations incidentelles et accidentelles pour les colis de combustibles usés est au maximum de l'ordre de quelques microsieverts à long terme (durée de vie entière). Cette exposition est inférieure aux objectifs de protection fixés par l'Andra (cf. Chapitre 3.1 du présent document).

Vis-à-vis de la R&D, afin de permettre « *de disposer, en temps voulu, de la démonstration complète de la sûreté de leur stockage* » répondant, notamment aux besoins de l'adaptabilité, l'Andra a identifié et jalonné différents axes de développement en lien avec la progressivité de la construction dont le principal objectif est de donner de la visibilité sur les compléments de démonstration de sûreté et de conception au-delà de la phase actuelle d'esquisse qui seraient nécessaires pour confirmer la démonstration de sûreté en exploitation et après fermeture. En effet, les axes de R&D identifiés pour l'inventaire de référence couvrent en quasi-totalité les besoins pour l'adaptabilité dans une logique de consolidation ou d'optimisation (par exemple, la prise en compte d'une approche de comportement thermo-hydromécanique de la couche du Callovo-Oxfordien moins pénalisante pour le dimensionnement thermique de l'architecture du quartier de stockage de combustibles usés par rapport à l'approche enveloppe prudente retenue à ce stade de la conception), outre la R&D sur le comportement des combustibles usés.

En outre, les actions de reconnaissance déjà prévues dans le cadre du déploiement de l'INB Cigéo, pour l'inventaire de référence, notamment avec la réalisation de forages profonds, permettront de confirmer et d'affiner, la connaissance des propriétés de la couche du Callovo-Oxfordien sur toute la ZIOS, en particulier dans la partie prévue pour le déploiement éventuel des quartiers de stockage des combustibles usés, et à ses abords immédiats. Ces connaissances permettront le cas échéant de définir de manière précise l'architecture souterraine associée à l'inventaire de réserve.

6.5 La récupérabilité

L'INB Cigéo est conçue pour que les colis de déchets qui y seront stockés puissent en être retirés pendant toute sa durée de fonctionnement, de sa mise en service jusqu'à sa fermeture définitive, soit plus d'une centaine d'années.

Comme indiqué dans la « Pièce 16 - Plan directeur d'exploitation » (12), la récupérabilité ne constitue pas un objectif en soi. En effet, le fait de retirer du stockage un ou des colis de déchets, qui y avaient initialement été acceptés sans l'intention de les en retirer ultérieurement, implique une réorientation de la décision initiale. Si une décision était prise de retirer de l'INB Cigéo des colis stockés, ceux-ci seraient réexpédiés hors du centre vers la filière de gestion alternative choisie. Il n'y a pas en effet d'entreposage pérenne prévu parmi les installations de surface de l'INB Cigéo. La récupérabilité fait l'objet de revues régulières et d'essais associés en tant que de besoin, en particulier durant la phase industrielle pilote (Phipil).

La récupérabilité ne constitue pas un objectif en soi. En effet, le fait de retirer du stockage un ou des colis de déchets, qui y avaient initialement été acceptés sans l'intention de les en retirer ultérieurement, implique une réorientation de la décision initiale. La mise en œuvre de la récupérabilité doit donc avoir un but, une finalité qui procure un avantage par rapport à la décision initiale de stocker, y compris en termes de sûreté, en fonctionnement ou après-fermeture. Elle ne peut donc être exercée qu'associée à d'autres décisions dans le cadre de la gouvernance globale du stockage.

En matière de gestion globale des déchets, la récupérabilité, associée à l'amélioration continue des connaissances, notamment par la poursuite des programmes de recherches et de développement (R&D) sur les déchets radioactifs, permettrait aux générations futures de retirer tout ou partie des colis de déchets stockés, par exemple pour les orienter vers une autre filière de gestion. Il faut toutefois souligner que ces déchets sont des déchets ultimes et qu'il n'y a pas à l'heure actuelle d'utilisation prévue ou

envisagée pour ces substances. Une telle décision de développement d'une nouvelle filière de gestion des déchets HA ou MA-VL et de réorientation de déchets stockés vers cette filière devra donc procurer des avantages en termes globaux. Elle serait donc nécessairement de portée nationale. Sa mise en œuvre ferait l'objet, le moment venu, de prescriptions du Gouvernement dans le cadre du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) et de procédures d'autorisation adéquates selon le cadre réglementaire en vigueur.

6.5.1 Les scénarios de retrait

Il existe une très grande multiplicité de scénarios envisageables pour le retrait des colis, à différentes phases de vie de l'INB. Les scénarios de retrait étudiés sont considérés par l'Andra comme des hypothèses représentatives des différentes situations de retrait susceptibles d'être mises en œuvre, si une telle décision est prise. Le tableau ci-après résume les différents types de scénarios de retrait en exploitation et hypothétiques des colis HA ou MA-VL et la nature des opérations associées.

Tableau 6-1 Les scénarios de retrait des colis du stockage

Type de scénario	Colis MA-VL	Colis HA
Retrait en exploitation (alvéole en cours de remplissage) : retrait de colis selon le même process que pour les opérations de mise en stockage -	Retrait d'un colis remonté à la surface (colis en stockage en conteneur et stockage direct) - colis non contaminé*	Retrait d'un colis remonté à la surface – colis non contaminé*
	Retrait de colis non contaminés (*) (une trentaine) transférés dans un autre alvéole, sous réserve de la disponibilité de ce dernier	Retrait de colis non contaminés (*) (un alvéole complet) transférés dans un autre alvéole, sous réserve de la disponibilité de ce dernier.
Retrait hypothétique	Retrait complet et réexpédition de tous les colis d'un alvéole MA-VL - alvéole au niveau 2- colis MA-VL non contaminés*	Retrait complet et réexpédition de tous les colis du quartier pilote HA – alvéole au niveau 2 – colis de déchets HA contaminés par des produits d'activation de l'acier
	Non poursuite du projet à l'issue de la Phipil – remontée de tous les colis MA-VL stockés - colis non contaminés*	Non poursuite du projet à l'issue de la Phipil – remontée de tous les colis de déchets HA contaminés par des produits d'activation de l'acier
	Ouverture des galeries et des alvéoles, retrait et expédition d'une famille MA-VL – alvéoles au niveau 4 (quartier fermé) - colis MA-VL non contaminés*	Ouverture des galeries et des alvéoles, du quartier pilote HA, retrait et expédition de tous ses colis – alvéole au niveau 4 (quartier fermé) - colis de déchets HA contaminés par des produits d'activation de l'acier
Retrait hypothétique relevant de la gestion post-accidentelle (option de retrait analysée parmi les options possibles) »	Retrait d'un colis MA-VL contaminé « manutentionnable » après fixation de la contamination	Retrait d'un colis de déchets HA « manutentionnable » contaminé suite à une altération localisée ou à une perte d'intégrité d'un conteneur voisin

Non contaminé = en dessous des limites de contamination surfacique prescrites (soit 4 et 0,4 Bq/cm² respectivement en β/γ et α)*

6.5.2 Les dispositions conservatoires

Les principales options techniques permettant d'assurer le retrait des colis de déchets stockés avant l'obturation des galeries sont intégrées dès la conception. Ces dispositions visent à rendre possible les opérations de retrait sans préjudice pour la sûreté et l'environnement. Elles recouvrent des dispositions de conception robustes des composants du stockage et de ses équipements, des essais pour vérifier leur bon fonctionnement et des dispositions prudentes de fonctionnement et de surveillance. Leur performance est justifiable sur la période séculaire prévue pour le fonctionnement du stockage.

Ces options de récupérabilité ont été formalisées dans un dossier spécifique en 2016 (86) et ont fait l'objet d'une instruction par l'ASN en parallèle du dossier d'options de sûreté (avis n° 2016-AV-0267 ASN du 31 mai 2016 (87)).

Afin d'assurer la capacité à retirer les colis de leurs ouvrages de stockage sur une durée séculaire, les principes directeurs retenus sont les suivants :

- robustesse et durabilité des principaux composants constitutifs du stockage : maintien du confinement des colis de stockage (colis primaires en conteneurs ou colis primaires stockés directement), alvéoles de stockage et équipements laissés en place dans les alvéoles après leur remplissage jouant un rôle lors des opérations de retrait ;
- intégration à la construction des alvéoles de stockage de dispositions conservatoires facilitant les opérations de retrait ;
- surveillance des conditions ambiantes (thermique, hydraulique, chimique, radiologique) prévalant dans les alvéoles de stockage et les galeries d'accès. Cette activité de surveillance est exercée sur la période de fonctionnement et permet de connaître l'évolution de l'ambiance et de l'état des colis et des ouvrages pour éventuellement adapter les opérations de retrait en cas de décision. En situation accidentelle, la connaissance de la déviation des conditions d'ambiance et du niveau de déviation concourt à la décision de retrait ou de maintien des colis en alvéoles (un état des lieux phénoménologique et un diagnostic technique sont dressés en préalable aux éventuelles opérations de retrait) ;
- activités de préparation d'opérations de retrait d'exploitation ou utiles à ces dernières (essais de récupérabilité de colis, contrôles, archivage et localisation, gestion des connaissances, mémoire) menées à intervalles réguliers et en particulier dès la phase industrielle pilote (Phipil) ;
- opérabilité et disponibilité des équipements spécifiquement développés pour les opérations de retrait et vérification des performances de ces équipements dédiés aux retraits au moyen d'essais ;
- aptitude à la déconstruction des scellements et remblais des ouvrages souterrains (galeries d'accès et galeries de liaison).

Afin de permettre le retrait des colis sans risque pour la santé des personnes et de l'environnement, les principales dispositions techniques qui ont été prises dès la conception initiale de l'INB sont les suivantes :

- des emprises foncières en surface sont réservées pour permettre la construction et le raccordement aux ouvrages existants de nouveaux ouvrages qui pourraient s'avérer nécessaires à l'entreposage, à un changement de conteneur ou à la réexpédition des colis de déchets retirés, en fonction notamment des flux et des volumes concernés ;
- les composants jouant un rôle important pour le retrait (colis, équipements de manutention, alvéoles) sont conçus de façon robuste et durable. Par exemple, les alvéoles dans lesquels seront stockés les colis de déchets sont revêtus d'une structure, revêtement en béton ou chemisage en acier, dimensionnée pour limiter les déformations induites par la convergence de la roche. Les conditions de fonctionnement des équipements utilisés pour le retrait des colis de déchets ont été prises en compte dans la conception de ces derniers ;
- les moyens de manutention utilisés pour stocker les colis de déchets MA-VL dans les alvéoles peuvent également les en retirer ;

- pour les colis HA, des robots spécifiques (cf. Figure 6-6) permettant de les retirer des alvéoles HA sont développés et opérationnels dès les premières opérations de stockage respectivement des colis de déchets HA0 et des colis de déchets HA1/HA2 ;
- la position précise de chaque colis stocké et son contenu sont enregistrés dans une banque de données afin de disposer de toutes les informations permettant un éventuel retrait ;
- les alvéoles sont surveillés pour suivre l'évolution des conditions de retrait (jeux fonctionnels, conditions de fonctionnement des équipements de retrait, colis…). En complément, un ensemble de dispositions d'exploitation en lien avec la récupérabilité sont prévues. Elles ont pour principal objectif de confirmer/conforter la capacité à établir un diagnostic préalable au retrait, celle des opérateurs à retirer les colis de stockage des alvéoles.

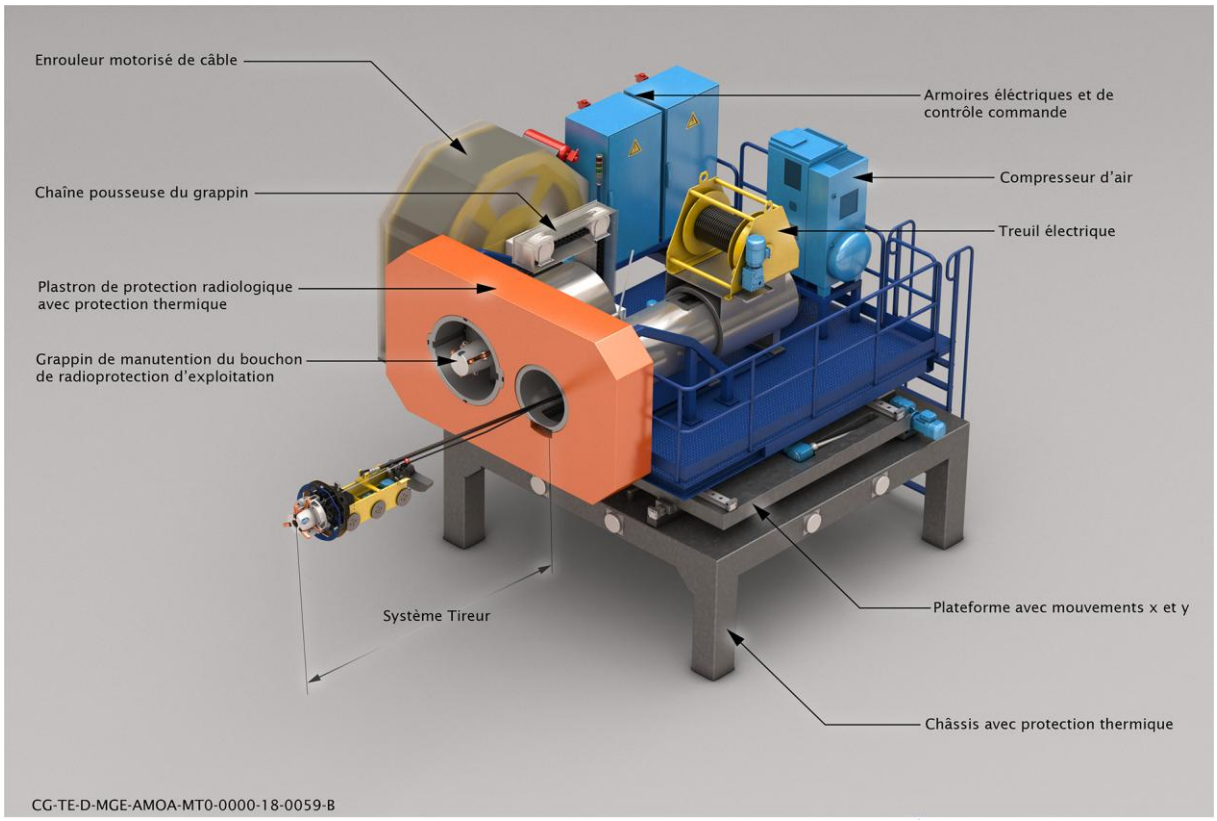


Figure 6-6 *Illustration du robot de retrait d'un colis de stockage HA de l'alvéole de stockage HA*

Enfin, la faisabilité des opérations de retrait a fait l'objet de développements techniques de l'Andra intégrés à la conception de l'INB Cigéo. En support aux études de conception, l'Andra a réalisé des tests de retrait à l'échelle 1 avec des prototypes pour les deux types de colis HA et MA-VL.

Les essais menés ont permis de valider la possibilité du retrait de colis de stockage HA et MA-VL y compris dans des conditions plus difficiles que celles attendues en conditions opérationnelles réelles (déformation importante de l'alvéole HA, hygrométrie élevée et présence de produits de corrosion dans l'alvéole HA, déplacement des piles de colis MA-VL…).



Figure 6-7 Photographie du banc d'essais de retrait de colis de stockage MA-VL

Conformément au code de l'environnement (article L. 542-10-1), des essais dédiés à la récupérabilité seront menés pendant la phase industrielle pilote (cf. Pièce 20 « Plan de développement de l'INB Cigéo » (75) Il s'agira de démontrer la capacité à retirer les colis de déchets radioactifs stockés en effectuant des opérations de retrait (essais de retrait des alvéoles et essais de remontée dans les installations en surface).

Enfin, l'amélioration continue des connaissances scientifiques et technologiques, et le retour d'expérience de la surveillance des structures et équipements participeront aux revues de récupérabilité (cf. *Supra*) via la réévaluation périodique de la longévité de l'installation ainsi que des conditions et possibilités de retrait tout le long de la phase de fonctionnement tant que l'installation n'est pas définitivement fermée.

ANNEXES

Annexe 1 Depuis 1991 - des objectifs visés à chaque itération connaissances/conception/sûreté

1.1 La loi de 1991 : le début des itérations

Les choix de conception liés à la sûreté se fondent sur un socle de connaissances scientifiques et technologiques acquis depuis plus d'une trentaine d'années et sur des boucles d'itération connaissances/conception/sureté scientifiques et technologiques menées depuis le début du projet Cigéo. Ces boucles d'itérations, importantes dans le développement progressif projet permettent de faire des choix en vue d'assurer la sûreté des installations et ouvrages.

Ces itérations mises en place dès le démarrage du programme de recherche et développement sur le stockage dans les années 90 par l'Andra ont intégré ainsi la sûreté dès les phases amont de conception. Elles permettent d'orienter progressivement les choix de conception de l'installation de stockage, de manière à accroitre sa robustesse en prenant en compte l'avancée progressive des connaissances scientifiques et technologiques et les objectifs de sûreté qui lui sont conférés.

Les enseignements de chaque itération « connaissances/conception/sûreté » constituent une donnée d'entrée pour la suivante et permettent d'orienter en fonction de l'objectif visé, les études en matière d'acquisition de connaissances scientifiques et technologiques complémentaires, les études de conception, et les besoins en termes d'approfondissement des études de sûreté.

Chaque itération « connaissances/conception/sûreté » intermédiaire fait l'objet d'instructions par l'ASN et son appui technique l'IRSN et le cas échéant d'évaluations par les pairs dans le cadre de revue au niveau international.

En premier lieu, compte tenu de l'importance de la vérification du respect de l'objectif fondamental de protection de l'Homme et l'environnement à long terme, l'Autorité de sûreté nucléaire a constitué un référentiel de sûreté relatif au stockage en formation géologique qui fixe les objectifs de protection et de sûreté en particulier à long terme et qui accompagne les itérations et leurs instructions :

- l'ASN a émis dès 1991 une règle fondamentale de sûreté (RFS III.2.f) relative au stockage géologique des déchets radioactifs en formation géologique profonde (4) pour définir les objectifs qui doivent être retenus afin d'assurer la sûreté à long terme du stockage. Elle précise les attentes, plus particulièrement en matière de sûreté à long terme vis-à-vis du stockage, les principes de conception, les critères de sélection du milieu géologique propice et les modalités d'études. Elle fixe également les objectifs fondamentaux qui doivent guider les travaux sur le stockage. La RFS III.2.f, dès 1991, précise que « La protection des personnes et de l'environnement à court et long terme constitue l'objectif fondamental assigné à un stockage de déchets en formation géologique profonde ». Elle définit des objectifs de sûreté pour les phases d'études et de travaux en particulier de reconnaissance des sites ;
- en 2008, l'ASN a fait évoluer la RFS III.2 f qui a été remplacée par le guide de sûreté de l'ASN relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde (2). Cette mise à jour tient compte notamment du retour d'expérience de l'instruction par l'ASN des dossiers antérieurs de l'Andra, ainsi que des orientations désormais fixées par la loi de programme du 28 juin 2006 (5). Les principales modifications introduites dans le guide de l'ASN de 2008 sont relatives notamment à la définition des fonctions de sûreté du stockage, à la notion de réversibilité, aux objectifs de la surveillance de l'installation. Le guide de sûreté de l'ASN de 2008 permet ainsi d'intégrer les retours d'expérience des instructions antérieures, les avancées de la réflexion en particulier au niveau international (cf. Post-closure Safety Case for Geological Repositories : Nature and Purpose (16)) et ainsi de mieux cadrer le développement industriel du stockage.

En second lieu, un processus d'instruction est mis en œuvre tout au long du développement du projet. Ce processus, piloté par l'ASN, repose sur l'élaboration par l'Andra d'un dossier de sûreté à chaque itération clé du développement de la conception :

- l'instruction est réalisée avec l'appui des experts de l'institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), saisi par l'ASN, et qui mènent une instruction technique détaillée des dossiers de l'Andra à l'issue de laquelle est produit un rapport. Pour étayer ses décisions, l'ASN s'appuie également sur des groupes permanents d'experts (GPE) relevant de leurs domaines d'expertise respectifs. Les GPE statuent sur la base de l'analyse technique conduite par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire. De manière générale, les avis portent sur la sûreté des concepts proposés par l'Andra pour le stockage des déchets HA et MA-VL, et la qualité de l'ensemble des données qui sous-tendent les évaluations de sûreté ;
- en complément, des revues par des experts sûreté au niveau international permettent de confronter les évaluations de sûreté menées par l'Andra aux meilleures pratiques internationales (cas des revues en 2001 pour le dossier préfigurant le dossier de faisabilité du stockage après 15 ans de recherches dans le cadre de la loi « bataille » de 1991 (3) et en 2005 sur le dossier de faisabilité (25)) et aux normes de sûreté applicables de l'Agence internationale de l'énergie atomique (cas de la revue du dossier d'options de sûreté (DOS) en 2016, en préalable à la demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo).

Plusieurs itérations de sûreté menées par l'Andra et leurs instructions par l'ASN se sont échelonnées sur une trentaine d'années, en lien avec le jalonnement du développement de la conception du stockage et les grandes étapes à franchir.

Chaque itération, et donc chaque instruction, a été réalisée en regard d'un objectif à atteindre :

- assoir les fondamentaux nécessaires à la démonstration de sûreté d'un stockage en formation géologique profonde et en particulier à long terme après fermeture ;
- préparer la création d'implantation et d'exploitation d'un Laboratoire de recherche souterrain en évaluant les critères de choix de site et en procédant à une première évaluation de sûreté ;
- approfondir les connaissances et préparer le dossier de faisabilité ;
- présenter la faisabilité du stockage sur la base des acquis de connaissances et en appliquant la démarche de sûreté, en réponse à la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 (3) ;
- préciser la zone d'implantation de recherche approfondie pour l'installation souterraine au sein de la zone où a été établie la faisabilité du stockage en 2005 et les zones d'implantation des installations de surface ;
- accompagner le développement progressif de la conception et ses évolutions en vue de la demande d'Autorisation de création ;
- soumettre les options de sûreté puis la demande d'autorisation de création en accord avec la réglementation relative aux « procédures INB ».

Plusieurs itérations de sûreté réalisées depuis 1991

Chacune répondant à un objectif visé en lien avec une étape clé du développement progressif du projet de stockage : options initiales de conception, autorisation d'installation et d'exploitation du Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne, préparation de la faisabilité, faisabilité, premières options de conception et de sûreté, choix de site et esquisse et options de sûreté.

Chaque itération a conduit à une évaluation de la sûreté, en fonctionnement et à long terme, en regard de l'état des connaissances scientifiques et technologiques, de la conception du stockage et de la description de son comportement dans le temps. Pour chaque itération, l'Andra s'est attachée à vérifier notamment le respect des objectifs de sûreté et de protection fixés par la RFS.III.2.f de 1991 (4) puis le guide de sûreté de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde de 2008 (2).

Chaque itération s'est traduite par l'élaboration d'un dossier émis par l'Andra, qui a fait l'objet d'une instruction systématique menée par l'ASN.

Les itérations de sûreté successives ont contribué à identifier très tôt et progressivement les enjeux de sûreté et à les intégrer dans la conception à chaque étape clé du développement du stockage. Le caractère itératif de la démarche de conception et d'acquisition de connaissances scientifiques et technologiques mise en œuvre par l'Andra a permis d'assurer, de manière progressive, structurée, évaluée et tracée, la faisabilité du projet puis son développement eu égard aux exigences de sûreté applicables.

1.2 Des itérations regroupées en trois grandes phases de jalonnement vers la demande d'autorisation de création

1.2.1 Première phase de jalonnement encadrée par la loi de 1991

La loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 (3) avait prévu 15 années d'études afin que chaque axe de recherche puisse faire l'objet d'une proposition étayée scientifiquement et techniquement. Évaluer la faisabilité impose de bien comprendre les propriétés des différents composants du stockage et les évolutions de ces derniers jusqu'à des échelles de temps très longues : milieu géologique (notamment la roche hôte), déchets, composants ouvragés (colisage des déchets, barrières ouvragées, soutènements des ouvrages souterrains…), radionucléides. Cette maîtrise des connaissances permet d'asseoir sur des bases scientifiques fortes un jugement sur la faisabilité du stockage au regard des objectifs notamment de sûreté qui lui sont assignés.

En 2005, en s'appuyant sur l'ensemble des recherches et des résultats des itérations entre connaissances, conception et sûreté, l'Andra a produit un dossier de faisabilité dénommé « Dossier 2005 » (31) qui a fait l'objet d'une instruction par l'ASN (88) ainsi qu'une évaluation par la Commission nationale d'évaluation (CNE) (89).

Les résultats des recherches menées dans le cadre de la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 sur les trois axes ont également fait l'objet d'un débat public national.

1.2.2 Seconde phase de jalonnement encadrée par la loi du 28 juin 2006 : préparer la demande d'autorisation de création

Sur la base des résultats des 15 années de recherche, l'Andra a été chargée de poursuivre les études et les recherches afin de concevoir et d'implanter un stockage en formation géologique profonde de telle sorte que sa demande d'autorisation puisse être instruite en 2015.

Le 5 mai 2014, à la suite du débat public et des conclusions qui en ont été rendues, le conseil d'administration de l'Andra a indiqué par délibération (23) que « *l'Andra remettra à l'État un ensemble de documents constitué d'une proposition de plan directeur pour l'exploitation de Cigéo, du dossier d'options de sûreté et du dossier d'options techniques de récupérabilité pour préparer l'instruction de la demande d'autorisation de création (DAC) de Cigéo* ».

1.2.3 Troisième phase de jalonnement : vers la demande d'autorisation de création

Le 19 décembre 2014, l'ASN a formulé ses attentes vis-à-vis des options de sûreté (90). Il est notamment mentionné que le dossier d'options de sûreté (DOS) devra « *présenter explicitement les objectifs, concepts et principes retenus afin d'assurer la sûreté de l'installation en exploitation [..]. Ces demandes sont complétées [...] par une liste détaillée des éléments nécessaires pour que l'instruction du dossier d'options de sûreté puisse être valablement menée* ».

L'Andra a soumis un dossier d'options de sûreté en 2016. Ce dossier a fait l'objet d'une instruction puis d'un avis de l'ASN (24) ainsi que d'une lettre de suite (76) en 2018 qui constitue la feuille de route pour la présente demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo. Ce dossier a fait également l'objet d'un avis de la CNE en 2016 (91).

1.3 Asseoir les fondamentaux de la démonstration de sûreté en particulier après fermeture

Dès le début du processus de développement du projet de stockage, tenant compte en particulier de l'objectif fondamental de protection sur le long terme tel que mentionné par la RFS III.2.f (4), l'Andra a développé puis mis en œuvre une démarche de sûreté qui répond aux spécificités suivantes :

- la nécessité d'aborder la sûreté du stockage :
  - ✓ pour les phases de fonctionnement, de démantèlement et de fermeture via des analyses de risques (et des fonctions de sûreté) similaires à celles pratiquées dans les installations nucléaires de base (INB) en les adaptant pour certains aspects spécifiques au caractère souterrain de l'installation de stockage (transfert des colis de la surface vers les ouvrages souterrains, profondeur, développement progressif, coactivité travaux souterrains/exploitation nucléaire, géométrie des ouvrages souterrains, durée de fonctionnement centennale) ;
  - ✓ après la fermeture définitive du stockage, pour les phases de surveillance et post-surveillance (communément appelée de long terme après fermeture) où la sûreté doit être assurée sans besoin d'intervention particulière (passivité), conformément à la RFS.III.2.f, *via* une analyse des risques et incertitudes en lien avec l'état des connaissances notamment du comportement du stockage dans le temps et les fonctions de sûreté après fermeture qui lui sont allouées.
- la place centrale accordée à la phase après la fermeture définitive du stockage, dès le début de la conception en s'appuyant sur quatre axes de recherche et de développement :
  - ✓ l'acquisition de connaissances (caractéristiques et comportement du milieu géologique, notamment la couche hôte, les déchets, les composants ouvragés, les radionucléides) afin de comprendre les phénomènes physiques et chimiques qui gouvernent leurs comportements et leur évolution, sur de très longues durées ;
  - ✓ la conception du stockage (conteneurs de stockage, architecture et intégration du stockage dans le site géologique, modes de réalisation et d'exploitation, gestion des colis de déchets, possibilités de fermeture du stockage) afin de proposer une architecture de stockage une fois fermée définitivement en lien avec l'état des connaissances et en réponse aux objectifs de sûreté à long terme ;

- ✓ la description (*i.e.* Compréhension) du comportement du stockage et de son environnement géologique (notamment les interactions entre les composants et les évolutions géodynamiques) afin d'appréhender les évolutions thermique, mécanique, chimique et hydraulique ainsi que le relâchement des radionucléides dans le temps et l'espace, au travers notamment de la modélisation et de la simulation numérique ;
- ✓ les évaluations de sûreté pour analyser les risques et incertitudes, et évaluer les performances du stockage en matière d'isolement et de confinement ; ainsi que sa robustesse vis-à-vis des incertitudes ou de perturbations.

En parallèle, et afin de conduire ses études et recherches, l'Andra a mobilisé des compétences scientifiques pluridisciplinaires, notamment dans les domaines des sciences de la terre, des matériaux, de l'environnement, des radionucléides, de la modélisation, de la simulation numérique, de la mesure, etc. L'objectif visé est :

- de disposer d'une vue complète des éléments de connaissances sur les composants du stockage : milieu géologique, matériaux ouvragés (colisage, scellements…), déchets, radionucléides ;
- d'identifier les grandes questions scientifiques relatives au stockage géologique profond de déchets radioactifs, d'évaluer les principaux enjeux, d'élaborer les programmes d'études et de recherche nécessaires en associant très largement les partenaires scientifiques compétents et en leur permettant de hiérarchiser les priorités en matière d'étude et de recherche.

Les fondamentaux pour la démonstration de sûreté (dès les années 90)

Sur la base des premiers acquis de connaissances scientifiques et technologiques, l'Andra a franchi une étape importante en établissant une démarche de sûreté pour le stockage géologique, en accord avec les recommandations de la RFS.III.2.f.

Cette étape a également permis de fixer les éléments de connaissances restant à approfondir et les premiers concepts à étudier.

Elle constitue la première des itérations entre les connaissances, la conception et la sûreté scientifiques et technologiques.

Proposer un site d'implantation d'un Laboratoire de recherche souterrain et une première évaluation de la sûreté associée

Dès 1994, l'Andra a mené un programme de reconnaissance et de caractérisation pour appréhender les grands traits de l'environnement géologique du site de Meuse/Haute-Marne et en particulier pour :

- confirmer l'intérêt de la couche argileuse du Callovo-Oxfordien envisagée comme roche hôte du stockage et de son contexte géologique sur une zone de plusieurs centaines de km^2, située sur le sud de la Meuse et le nord de la Haute-Marne ;
- sélectionner un site pour l'implantation d'un Laboratoire de recherche souterrain dans la couche du Callovo-Oxfordien en vue de l'implantation d'un éventuel stockage en formation géologique profonde de déchets radioactifs.

L'objectif était en particulier de faire une première caractérisation des propriétés des différentes formations géologiques, plus spécifiquement la couche du Callovo-Oxfordien, à grande maille à partir de forages carottés. Des travaux de cartographie géologique en surface ont permis de préciser les cartes géologiques existantes.

Deux forages carottés profonds respectivement à 1 100 mètres et 920 mètres de profondeur et distants de 15 km ont été réalisés. L'Andra a enregistré en continu sur toute la hauteur de ces forages, avec des outils de diagraphie développés pour l'industrie pétrolière, les paramètres des formations géologiques traversées (résistivité électrique, vitesse du son, porosité, densité…), prélevé des carottes (échantillons cylindriques de roche) pour analyses et essais en laboratoire au jour et réalisé des mesures hydrogéologiques.

Ces analyses, mesures et essais ont :

- confirmé la structure simple du milieu géologique (succession de formations géologiques argileuses et calcaires quasi planes…) ;
- permis d'avoir un premier aperçu des propriétés géomécaniques, thermiques, géochimiques et hydrogéologiques de la couche argileuse du Callovo-Oxfordien ;
- confirmé sa très faible perméabilité ;
- montré que ses propriétés ne présentaient pas de caractère rédhibitoire pour l'étude de la faisabilité d'un stockage et qu'à cette maille d'investigations, elles ne variaient que très faiblement.

Ces éléments ont permis de vérifier les critères de choix de site conformément aux recommandations de la RFS.III.2. (4).

L'ensemble de ces travaux a conduit à proposer le site pour installer le Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne, l'étude préliminaire des propriétés mécaniques de la formation argileuse ayant par ailleurs montré la possibilité d'y creuser les ouvrages nécessaires à ce Laboratoire (puits et galeries).

En parallèle, l'Andra a mené des études de concepts de stockage pour répondre aux questions mises en évidence par les premières analyses de sûreté.

L'implantation d'un Laboratoire de recherche souterrain et la première évaluation de la sûreté associée

L'Andra a défini le programme expérimental à mener dans le Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne et l'architecture correspondante de ce dernier. L'ensemble de ces travaux a permis à l'Andra de présenter une demande d'autorisation de création du Laboratoire de recherche souterrain.

À l'issue de son instruction, la publication en août 1999 du décret d'autorisation de création du Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne à Bure (92) amorce une nouvelle étape du programme d'études et de recherches, en support au développement du projet de stockage géologique profond.

Le Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne est un outil privilégié pour :

- confirmer in situ les caractéristiques géologiques de la couche du Callovo-Oxfordien ;
- mesurer in situ les propriétés de la couche du Callovo-Oxfordien, notamment évaluer sa capacité de confinement des radionucléides ;
- mener des expérimentations plus globales pour déterminer les possibilités de construction des ouvrages d'un stockage en intégrant les perturbations provoquées par leur réalisation ;
- aider à la définition de l'architecture du stockage.

1.4 Préparer le dossier de faisabilité du stockage à l'issue de 15 ans de recherches dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991

Suite au décret du 3 août 1999 (92), l'Andra poursuit l'approfondissement de la caractérisation de la couche du Callovo-Oxfordien sur le site de Meuse/Haute-Marne depuis la surface (campagne sismique 3D, nouveaux forages...) et débute en 2000 le creusement du puits d'accès et du puits auxiliaire du Laboratoire souterrain. En parallèle, les études de concepts de stockage sont définies pour répondre aux questions mises en évidence par les premières analyses de sûreté.

À l'issue de cette nouvelle étape d'approfondissement et d'acquisition des connaissances depuis la surface, fin 2001, l'Andra a établi un dossier intermédiaire qui fait le point sur l'état des connaissances et procède à une première évaluation de sûreté afin d'identifier les éléments de stockage et les phénomènes naturels sur lesquels porter les efforts en vue d'établir en 2005 la faisabilité du stockage géologique profond dans la formation du Callovo-Oxfordien en Meuse/Haute-Marne.

Ce dossier a fait l'objet, comme pour le dossier précédent, d'une instruction mais également, à la demande des ministères de tutelle de l'Andra, d'une revue internationale par les pairs est organisée en parallèle entre octobre 2002 et février 2003 pour évaluer le programme de l'Andra au regard des pratiques internationales. Cette revue, organisée par l'AEN, l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE était constituée d'experts internationaux issus soit d'organismes homologues de l'Andra, soit d'organismes de recherche ou d'appuis techniques d'autorités de sûreté. La revue a émis un avis général (49), notamment sur la qualité de la documentation et la manière dont le programme de recherche se situait par rapport aux standards internationaux. Elle a également émis des recommandations sur un certain nombre de points techniques particuliers.

Par ailleurs en 2004, le fonçage du puits d'accès principal atteint la formation du Callovo-Oxfordien. Le creusement de la galerie d'expérimentation à −445 mètres permet d'engager les 1ères caractérisations et expérimentations in situ dans la couche du Callovo-Oxfordien. Par la suite, le fonçage des puits reprend, pour atteindre en 2005 le niveau d'implantation du Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne au milieu de la couche du Callovo-Oxfordien, puis engager le creusement des galeries horizontales issues des deux puits qui se rejoignent à fin 2005.

La préparation du dossier de faisabilité

Les évaluations de sûreté menées en 2001 par l'Andra ont identifié les composants du stockage et les phénomènes naturels sur lesquels porter les efforts de conception : par exemple la caractérisation renforcée du milieu géologique, l'étude des scellements des ouvrages d'accès au stockage...

Ces évaluations ont fait l'objet d'examens détaillés par les évaluateurs, notamment une revue internationale par les pairs menée sous l'égide de l'OCDE/AEN (49), qui ont conforté ou précisé les orientations pour la suite des études et recherches. Cela a conduit l'Andra à, notamment renforcer les interfaces entre, d'une part l'ingénierie et la sûreté, d'autre part la recherche et la sûreté.

Les recommandations des évaluations ont été prises en compte dans la définition des priorités du programme d'études et de recherches. Elles ont également nourri la réflexion sur l'organisation de la documentation du Dossier 2005 relatif à la faisabilité du stockage en couche géologique profonde.

1.5 Soumettre le dossier de faisabilité de 2005

En 2005, au terme de quinze années de recherches réalisées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 (3), et de plusieurs itérations de sûreté ponctuées par des instructions menées par l'ASN, l'Andra a produit le « Dossier 2005 » relatif à la faisabilité de principe d'un stockage réversible des déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue dans la formation du Callovo-Oxfordien étudiée au moyen du Laboratoire de recherche souterrain en Meuse/Haute-Marne (25).

L'objet du dossier 2005, dit « Dossier 2005 argile », était d'évaluer la faisabilité du stockage dans la formation géologique donnée de la couche du Callovo-Oxfordien. À ce titre, elle traite bien évidemment de la sûreté du stockage, partie intégrante de la faisabilité, en premier lieu après fermeture, objectif fondamental du stockage géologique mais aussi pendant son fonctionnement. Elle s'est appuyée sur les données recueillies sur le site du Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne, mais aussi celles acquises dans d'autres formations argileuses (en Suisse dans le Laboratoire souterrain du Mont Terri et en Belgique dans le Laboratoire souterrain HADES à Mol). Ce site est celui qui a, par nature même, fait l'objet de la reconnaissance la plus détaillée. L'Andra s'est cependant assurée que les grandes caractéristiques de la couche du Callovo-Oxfordien, observées au niveau du Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne, étaient extrapolables à une zone plus large, dite « zone de transposition » d'environ 250 km^2 définie autour du Laboratoire de recherche souterrain et reconnues par différents moyens comme indiqués plus avant (forages, sismique…). Cette transposabilité est le gage que les résultats obtenus ne sont pas dépendants des spécificités d'une zone de faible dimension.

Au stade du dossier 2005, l'objectif de la démonstration de faisabilité était de montrer l'existence de solutions techniques pour la création d'un stockage réversible et sûr, avec les moyens techniques du moment, ces solutions pouvant par la suite évoluer et être optimisées, en particulier au plan de la sûreté d'exploitation et de la radioprotection. Le positionnement du stockage était fixé au sein de la zone de transposition. Le dossier 2005 a distingué deux phases de vie du stockage et conduit deux analyses de sûreté, complémentaires : l'une relative à l'exploitation du stockage, l'autre relative à l'après fermeture liée à la spécificité de celui-ci.

Les performances du stockage dans son ensemble et par composants, ont été évaluées. Une évaluation de l'impact en termes de dose a aussi été menée pour des scénarios montrant notamment que l'impact respectait les objectifs de protection fixés par la RFS III.2.f (4) (par exemple 0,25 mSv/an pour le scénario d'évolution normale).

Le dossier 2005 s'est notamment attaché à évaluer les risques en exploitation, d'origine interne ou externe, les plus significatifs d'un stockage impliquant les colis de déchets radioactifs, en particulier pour l'installation souterraine. Pour cela, des études de scénarios accidentels ont permis d'évaluer le risque de dissémination de la radioactivité en cas de chute de colis, d'incendie d'un camion transportant des colis, d'explosion due au relâchement de d'hydrogène (H2). Ces études ont été parfois complétées par des essais.

Tous ces travaux ont permis de vérifier au stade d'un dossier de faisabilité du projet de stockage, la capacité à réduire les risques en exploitation et gérer les conséquences des incertitudes sur le long terme à un niveau aussi bas que possible en l'état actuel des connaissances et techniques disponibles du moment.

Ce dossier a fait l'objet d'une instruction technique par les experts de l'IRSN à la demande de l'ASN, ainsi que d'une revue internationale d'experts menée sous l'égide de l'AEN à la demande des ministères de tutelle de l'Andra (93).

La soumission du dossier de faisabilité de 2005

Le dossier de faisabilité de 2005 (25) constitue l'aboutissement d'un cycle d'itérations de sûreté s'appuyant d'une part sur les acquis de connaissances fondés sur un important programme d'études et de recherches menés depuis 1991 et des premiers acquis du Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne, et d'autre part sur les premiers éléments de conception et les évaluations de sûreté associées.

Les acquis de connaissances scientifiques et technologiques et les différentes itérations «connaissances/conception/sûreté» réalisés pendant 15 ans ont permis de démontrer que la formation du Callovo-Oxfordien réunit des propriétés favorables au confinement des radionucléides (forte épaisseur, faible perméabilité, faible diffusion des éléments en solution, forte capacité de rétention...), ce qui sous-tend l'objet du stockage géologique, mais aussi la construction d'ouvrages souterrains et leur tenue durant la période d'exploitation.

Ces acquis ont étayé les évaluations de sûreté qui ont notamment montré l'atteinte de l'objectif fondamental de protection de l'environnement et des personnes, et la robustesse de la sûreté à long terme. La grande majorité des radionucléides contenus dans les colis de déchets reste dans le stockage ou dans la couche du Callovo-Oxfordien en champ proche de la zone de stockage souterrain. Seuls quelques radionucléides, ceux mobiles à vie longue, l'Iode 129 et le Chlore 36, peuvent migrer au sein de la couche du Callovo-Oxfordien et atteindre ses formations sus et sous-jacentes, mais de manière très lente (plusieurs centaines de milliers d'années) et diluée dans le temps fait des propriétés de la couche du Callovo-Oxfordien.

À l'issue de l'instruction du dossier de faisabilité de 2005, l'ASN en application de la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets radioactifs (3), a rendu son avis relatif à la faisabilité du stockage géologique en formation argileuse.(88). L'ASN a mentionné dans son avis que « ces examens mettent en évidence que des résultats majeurs relatifs à la faisabilité et à la sûreté d'un stockage ont été acquis sur le site de Bure » et que « les principes présentés par l'ANDRA, devraient répondre, à court et à long terme, aux objectifs radiologiques de la RFS III.2.f ».

Ainsi, l'ASN considère que « le stockage en couche géologique est une solution de gestion définitive qui apparaît incontournable ».

L'étape de 2005 n'étant que le début du chemin à parcourir vers la mise en œuvre industrielle d'une installation de stockage, l'Andra a identifié à l'issue de cette étape de faisabilité les éléments à approfondir pour conduire à une réalisation industrielle. Dans son avis, l'ASN a également noté que l'Andra devra poursuivre les expérimentations dans le Laboratoire souterrain (*i.e.* Comportement mécanique de la roche en lien avec les techniques de creusement) et développer la reconnaissance en vue de rechercher l'emplacement favorable à l'implantation d'une éventuelle installation de stockage dans la zone de transposition. Elle a aussi identifié le besoin de poursuivre la définition de la conception et les évaluations de sûreté notamment pendant son fonctionnement en lien avec le développement industriel du projet en vue d'une demande de création d'une installation de stockage.

1.6 Proposer le choix du site d'implantation des futures installations et de la zone de reconnaissance approfondie de la couche de Callovo-Oxfordien

Pour étudier l'implantation de l'installation souterraine, l'Andra a proposé en 2009 au Gouvernement une zone souterraine de 30 km² (nommée ZIRA : « zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie »), située au sein de la zone de 250 km² définie en 2005 (nommée ZT : zone de transposition), dans laquelle les résultats du Laboratoire souterrain peuvent être transposés. Les critères pris en compte pour le choix de cette zone sont liés à la sûreté et à la géologie[79] (épaisseur de la couche, stabilité, profondeur…) ainsi qu'à l'aménagement du territoire et à l'insertion locale.

[79] Le site de Meuse Haute-Marne (MHM), se situe en bordure orientale du bassin sédimentaire de Paris. Il est encadré par des failles présentant des décalages verticaux de plusieurs dizaines de mètres (failles de la Marne à l'Ouest, de Gondrecourt à l'Est, et plus éloignés, faisceau de failles de Metz au Nord et faille de Vittel au Sud). Une zone dite de « fracturation diffuse » (ZFD), associée au faisceau de failles de Poissons et située entre les failles de la Marne et de Gondrecourt, constitue la bordure Sud-Ouest du « secteur de MHM ».

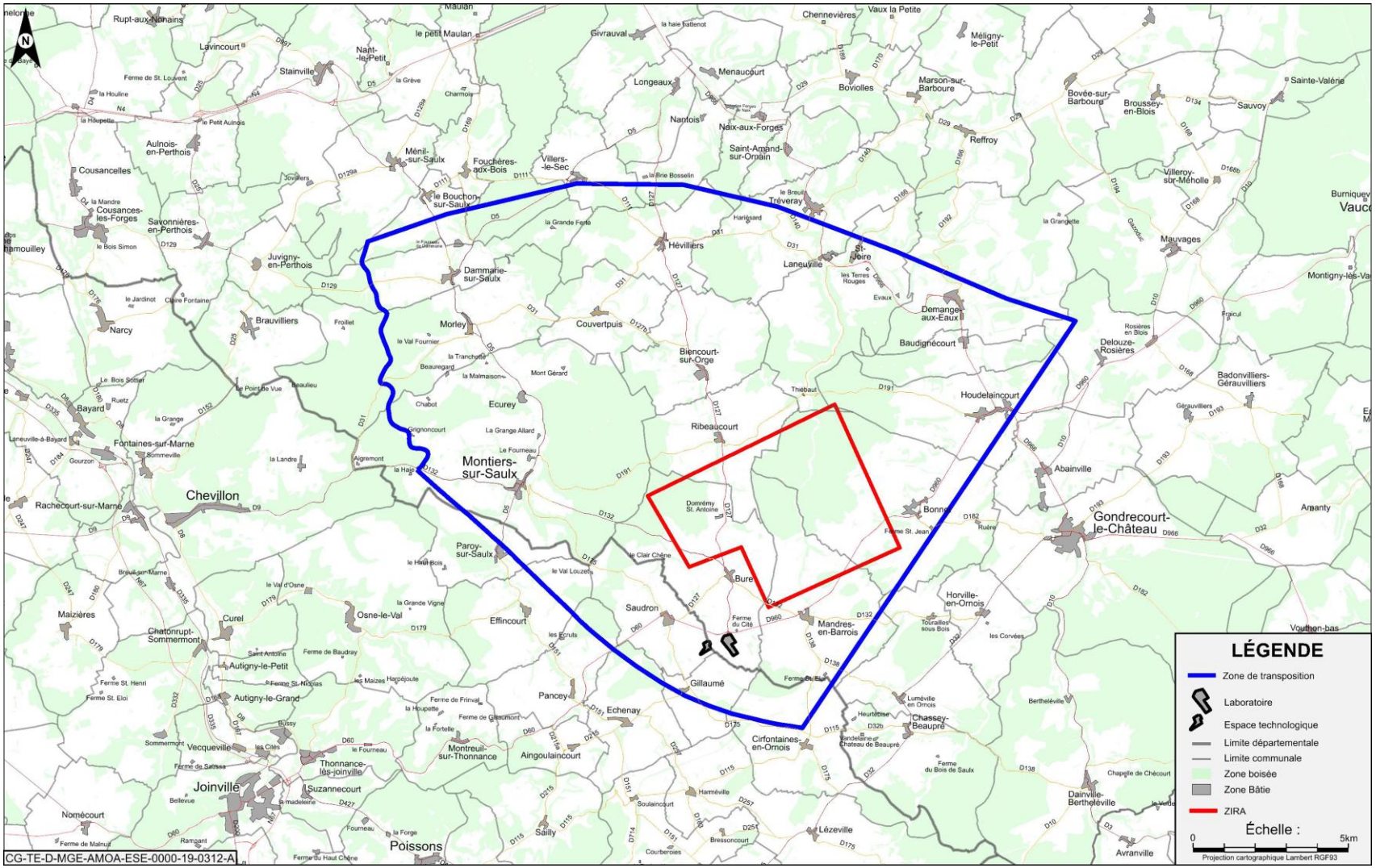


Figure Annexe -1-1 La ZIRA au sein de la zone de transposition

La ZIRA, située à environ 5 km du Laboratoire souterrain, a été validée en 2010 par le Gouvernement (94), après avis de l'autorité de sûreté nucléaire (ASN) , de la commission nationale d'évaluation (CNE) et après consultation des élus et du Comité local d'information et de suivi du Laboratoire (Clis).

Le choix des implantations des installations de l'INB Cigéo (surface et souterrain) résulte d'une démarche progressive menée depuis 2006 jusqu'à cette étape importante en 2009. Pour les définir, l'Andra a tenu compte de critères liés à la sûreté (cf. Guide de sûreté de l'ASN de 2008 (2)) et à la nature de la couche géologique, mais aussi des vœux formulés par les populations et les élus locaux notamment en matière d'aménagement du territoire et d'insertion locale, en concertation notamment avec les parties prenantes de Meuse et de Haute-Marne.

La définition en 2009 de cette zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie pour l'installation fond et de scénarios d'implantation des installations en surface est une étape importante du développement de la conception.

Le choix du site d'implantation

Le 5 janvier 2010, l'ASN a rendu un avis au ministre d'État, ministre de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de la Mer et au ministre de l'Enseignement supérieur et de la recherche sur le document de l'Andra concernant une proposition d'une zone pour l'implantation de l'installation souterraine et de scénarios pour l'implantation des installations de surface (69, 85). Dans son avis, l'ASN estimait que les critères retenus par l'Andra pour choisir la zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie (ZIRA) étaient pertinents et cohérents avec le guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde de 2008 (95).

L'ASN a estimé que la localisation proposée par l'Andra pour la zone d'intérêt pour la recherche approfondie (ZIRA) était satisfaisante du point de vue de la sûreté et n'avait pas d'objection à la réalisation des travaux de reconnaissance prévus par l'Andra dans cette zone.

En 2010, après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et de la Commission nationale d'évaluation (CNE), le Gouvernement a validé ce choix (96). Depuis, les études et recherches se sont poursuivies et ont confirmé que la couche argileuse située dans la zone d'intérêt pour la recherche approfondie (ZIRA) est propice et répond aux critères pour l'implantation du stockage.

1.7 Accompagner le développement progressif de la conception de l'INB Cigéo en vue de la demande d'autorisation de création

À partir de 2006, l'Andra a poursuivi le développement de la conception, renforcé ses connaissances sur les caractéristiques et le comportement dans le temps des composants du stockage et du milieu géologique, notamment le Callovo-Oxfordien et mené les évaluations de sûreté associées.

Au fur et à mesure des avancées, l'ASN a également continué à rendre des avis sur les dossiers que l'Andra lui a remis.

Ainsi, en cohérence avec la proposition de la zone d'intérêt pour la recherche approfondie (ZIRA) pour l'implantation de l'installation souterraine et des scénarios d'implantation des installations de surface, dans le cadre des actions demandées par le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs qui encadre la mise en place des filières de gestion des matières et déchets radioactifs en France, l'Andra a remis un dossier dénommé « Jalon (ou Étape) 2009 » développant les premières options de conception, de réversibilité et de sûreté (32–34) et qui a fait l'objet de l'avis de l'ASN n° 2011-AV-129 du 26 juillet 2011 (95). Dans cet avis, l'ASN mentionne que l'Andra a « développé depuis le dossier remis en 2005 (31) les principales dispositions de conception, de sûreté et de réversibilité permettant de maîtriser les risques pendant l'exploitation du stockage ». L'ASN a par ailleurs souligné certains axes à préciser ou développer concernant la maîtrise des risques en exploitation ou après fermeture du stockage, en vue d'une demande d'autorisation de création.

Sur la base de la validation par le gouvernement de la proposition de l'Andra pour la zone d'implantation de l'installation fond et du choix de deux zones d'implantation pour les installations de surface (27), l'une dite zone descenderie située en Haute-Marne et l'autre dite zone puits située en Meuse au droit de la zone d'implantation de l'installation souterraine, et de l'avis de l'ASN sur le dossier 2009 de l'Andra, en 2011, l'Andra a engagé la phase de conception industrielle du projet global Cigéo. Elle se déroule en plusieurs étapes clés dont une phase d'esquisse, une phase d'avant-projet-sommaire puis une phase d'avant-projet-détaillé, en vue de la future demande d'autorisation.

Entre 2011 et 2013, l'Andra a émis des dossiers intermédiaires qui ont fait l'objet d'instructions sous l'égide de l'ASN par son appui technique l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Ces dossiers portaient sur les données d'entrées et les premiers éléments de conception et de sûreté au stade de l'esquisse.

Suite à l'instruction techniques de ces dossiers, l'ASN a émis entre 2013 et 2014 des avis dans lesquels elle a pris position et formulé des demandes complémentaires à l'Andra en vue du dossier d'options de sûreté (DOS) ainsi que pour la future demande d'autorisation de création (97, 98).

Vers le dossier d'options de sûreté

Les itérations de sûreté en lien avec l'avancée du développement industriel de la conception de l'INB Cigéo et des études et recherches menées notamment au Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne ont permis :

- de développer la conception en avant-projet ;
- de conforter les acquis sur la couche de Callovo-Oxfordien et le comportement du stockage ;
- de mener des évaluations de sûreté associées.

Et ainsi d'établir les options de sûreté constituant une étape clé vers la demande d'autorisation de création.

1.8 Soumettre le dossier d'options de sûreté (DOS) - une étape clé qui a permis la demande d'autorisation de création

Le 5 mai 2014, à la suite du débat public de 2013 sur le projet « Cigéo », le conseil d'administration de l'Andra a indiqué par délibération que » *l'Andra remettra à l'État un ensemble de documents constitué d'une proposition de plan directeur pour l'exploitation de Cigéo, du dossier d'options de sûreté et du dossier d'options techniques de récupérabilité pour préparer l'instruction de la demande d'autorisation de création (DAC) de Cigéo* ».

Le 19 décembre 2014, l'ASN a par ailleurs formulé ses attentes vis-à-vis des options de sûreté (90). Il est notamment mentionné que le dossier d'options de sûreté (DOS) devra « présenter explicitement les objectifs, concepts et principes retenus afin d'assurer la sûreté de l'installation en exploitation [..]. Ces demandes sont complétées [...] par une liste détaillée des éléments nécessaires pour que l'instruction du dossier d'options de sûreté puisse être valablement menée. La création d'une installation nucléaire impose la réalisation d'un dossier « d'autorisation de création » (DAC) visant à assurer la sûreté des installations au regard de l'environnement et de la santé humaine. Cette instruction s'inscrit dans le processus de conception de l'installation, de manière itérative.

La réglementation n'impose pas la fourniture d'un dossier d'options de sûreté (DOS) ni son contenu. Toutefois, celui-ci prépare la réalisation de la « version préliminaire du rapport de sûreté », pièce réglementaire du dossier de demande d'autorisation de création (DAC) exigée par l'article R. 593-18 du code de l'environnement (14).

L'Andra a remis en avril 2016 à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) un « Dossier d'options de sûreté » (DOS) (20, 21). L'Andra a estimé qu'il s'agissait d'une étape importante dans le développement progressif de la conception avant le dépôt de la demande d'autorisation de création.

La sûreté étant au cœur du projet porté par l'Andra, le Dossier d'options de sûreté permet de stabiliser les grands principes, méthodes et choix de conception pour conduire la future démonstration de sûreté qui sera analysée par l'ASN dans le cadre de la demande d'autorisation de création.

Le Dossier d'options de sûreté (DOS) a fait l'objet d'une instruction approfondie par l'IRSN pilotée par l'ASN. Au terme de cette instruction, l'ASN a formulé un avis en 2018 (Avis 2018-AV-0300 du 11 janvier 2018 (24)) et a identifié les compléments attendus pour le dossier de demande d'autorisation de création (DAC) de l'installation nucléaire de base Cigéo. Par ailleurs, il a fait l'objet d'un avis du groupe permanent d'experts pour les déchets et d'une revue internationale de pairs mandatée par l'ASN et pilotée par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Cette revue internationale a donné lieu à un avis au mois de novembre 2016 (88) qui souligne que « le contenu du DOS et les discussions engagées au cours de la mission ont donné à l'équipe de revue une assurance raisonnable quant à la robustesse du concept de stockage ».

Suite à l'avis 2020-79 de l'Autorité environnementale sur la présente étude d'impact (99), l'Andra a préparé une synthèse de ces options de sûreté dans le mémoire en réponse à l'avis de l'Autorité environnementale, annexe 1 de la « Pièce 8 – Avis émis sur le projet de centre de stockage Cigéo » du dossier d'enquête publique préalable à la déclaration d'utilité publique du centre de stockage Cigéo (100).

L'ASN souligne qu'un grand nombre de sujets sont aujourd'hui maîtrisés, et en particulier indique que :

- l'Andra a acquis une connaissance détaillée du site de Meuse/Haute-Marne qui confirme la pertinence de la zone retenue pour l'implantation du stockage et constitue une base de qualité en appui de la démonstration de sûreté ;
- la qualité des études et la constitution d'un ensemble important de connaissances sur l'évolution du comportement des composants du stockage (colis et matériaux métalliques, cimentaires et argileux).

L'ASN estime également que l'inventaire des déchets susceptibles d'être stockés est convenablement défini, et que le développement progressif de l'installation est un point positif. Enfin, l'ASN a identifié des sujets nécessitant une attention particulière et qui restent à approfondir et à consolider d'ici la demande d'autorisation :

- les déchets enrobés bitumés qui revêtent un caractère singulier par rapport aux autres déchets : l'ASN a demandé que des études complémentaires soient menées en vue d'une future prise de décision quant à leur gestion ;
- les éléments qui justifient les choix en matière d'architecture : à la fois les critères techniques (sûreté après fermeture et en exploitation, besoins de l'exploitation, sécurité, coût…), mais aussi les critères d'insertion territoriale ;
- la justification du dimensionnement de l'installation aux agressions notamment les différents éléments et arguments qui expliquent et justifient la manière dont les aléas ont été déterminés ;
- la surveillance de l'installation, en particulier l'approfondissement des principes de la stratégie de surveillance de l'installation ;
- la gestion des situations post-accidentelles.

Les points soulevés ont été intégrés dans les études afin d'apporter les réponses dans le dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo.

La soumission du dossier d'options de sûreté (DOS)

Dans son avis du 11 janvier 2018 (24), l'ASN considère que le projet global Cigéo a atteint dans son ensemble une maturité technique satisfaisante au stade du dossier d'options de sûreté. Elle estime aussi que le dossier d'options de sûreté est documenté et étayé et constitue une avancée significative par rapport aux précédents dossiers ayant fait l'objet d'avis de l'ASN.

Dans cet avis, l'ASN considère cependant que « certains sujets du dossier d'options de sûreté nécessitent des compléments en vue de la demande d'autorisation de création que l'Andra prévoit de déposer en 2019 » et précise les compléments demandés dont en particulier « la justification de l'architecture de stockage, le dimensionnement de l'installation pour résister aux aléas naturels, la surveillance de l'installation et la gestion des situations post-accidentelles. ».

L'ASN dans sa lettre de suite à l'Andra du 12 janvier 2018 (76) souligne des options de sûreté satisfaisantes et précise les études et justifications complémentaires nécessaires à la demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo.

Ainsi, cet avis de l'ASN sur le « dossier d'options de sûreté – Cigéo » publié le 12 janvier 2018 constitue la feuille de route de l'Andra jusqu'à la demande d'autorisation de création.

1.9 Soumettre le dossier d'autorisation de création de l'INB Cigéo - une étape clé pour le démarrage de la phase de construction initiale de l'INB avant sa mise en service

Dans la continuité des options de sûreté, l'Andra a poursuivi les études de conception, de consolidation de la connaissance et ses évaluations de la sûreté en exploitation et après fermeture long terme en phase d'avant-projet et vue de la demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo. Ces études visent notamment à apporter les éléments complémentaires de connaissances, de conception et de sûreté annoncés dans les options de sûreté et les réponses aux demandes de compléments formulées par l'ASN à l'issue de l'instruction des options de sûreté.

L'itération entre connaissances/conception/sûreté menée depuis le dossier d'options de sûreté constitue une étape clé dans le développement progressif du projet puisqu'elle est associée à la demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo.

Le dossier en support à cette demande s'appuie sur tous les éléments (scientifiques et technologiques, conception, sûreté) déjà acquis lors des itérations de sûreté précédentes.

Le dossier de demande d'autorisation de création s'attache d'une part à conforter ces acquis et apporter les compléments et d'autre part à répondre aux demandes formulées par l'ASN et des engagements pris par l 'Andra suite à l'instruction du dossier d'options de sûreté.

Le niveau de détail est en lien avec le développement progressif de l'INB Cigéo, notamment la mise en service progressive de son installation souterraine.

Conformément à la réglementation, en particulier au code de l'environnement (articles R. 593-14 à R. 593-28), le dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo, incluant les éléments relatifs à la sûreté des installations, fera l'objet d'une instruction par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection.

À l'issue du processus d'instruction selon les principes du code de l'environnement, si l'autorisation de création de l'installation est délivrée, celle-ci sera prise par décret en Conseil d'État après avis de l'ASNR.

Dans ce décret, des prescriptions relatives à la conception, à la construction ou à l'exploitation de l'installation seront édictées. Le décret d'autorisation de création de l'INB Cigéo, constituera un jalon décisionnel clé de son développement progressif.

1.10 Les itérations de sûreté ultérieures : la mise en service puis les réexamens périodiques

Sous réserve que l'autorisation de création de l'INB Cigéo soit délivrée par décret, la construction de ses installations pourra alors démarrer, y compris celle des premiers ouvrages souterrains.

Ensuite, et préalablement à la première prise en charge et mise en stockage de colis de déchets radioactifs, l'Andra constituera un nouveau dossier comprenant les compléments apportés du point de vue de la sûreté notamment sur la base du retour d'expérience de la construction et des avancées sur la conception. Ce dossier sera soumis de nouveau à l'Autorité de sûreté nucléaire afin d'obtenir l'autorisation de mise en service de l'installation.

Ainsi les principaux prochains jalons décisionnels identifiés par l'Andra (cf. » Plan de développement de l'installation de stockage Cigéo » (75)) sont les suivants :

- l'autorisation de la mise en service délivrée par l'ASNR au cours de la Phipil ;
- l'autorisation de mise en service de la phase qui suivra la Phipil, après instruction d'un dossier produit par l'Andra conformément aux orientations du Parlement :
  - ✓ si le Parlement décide de poursuivre le déploiement et l'exploitation de l'INB Cigéo, l'Andra préparera un dossier de demande de mise en service de la phase suivante, tenant compte des nouvelles orientations prévues par la loi. Cette autorisation de mise en service sera délivrée par l'ASNR ;
  - ✓ si le Parlement décide de ne pas poursuivre l'exploitation de l'INB Cigéo et de mettre fin au stockage pour tout ou partie des déchets HA et MA-VL. L'Andra préparera un dossier de demande de décret de démantèlement et de fermeture, totale ou partielle qu'elle transmettra aux autorités. Le centre sera modifié et fermé définitivement conformément aux prescriptions de l'autorisation de l'ASNR.
- la surveillance de l'installation sera modifiée et approfondie en réponse aux objectifs et orientations de cette nouvelle phase, quelle que soit sa nature.

Pour l'ensemble de ces jalons, les éléments issus de la phase industrielle pilote constitueront des données essentielles. Les objectifs de cette phase industrielle pilote et les enseignements attendus au regard de ces jalons décisionnels. Cette phase a pour objectif de conforter le caractère réversible et la démonstration de sûreté de l'installation, notamment par un programme d'essais in situ. Elle inclut notamment des essais de récupérabilité des colis. Les objectifs de cette phase industrielle pilote ont par ailleurs été complétés par les résultats de la concertation relative à ce sujet (https://www.andra.fr/concertation-sur-la-phase-industrielle-pilote-de-cigeo).

Au-delà de la phase industrielle pilote, le développement de l'INB Cigéo sera suivi d'autres jalons, successifs, s'inscrivant dans la même logique de progressivité.

En lien avec ces autorisations successives, l'Andra prépare un plan de développement de l'installation de stockage qui est joint au dossier de demande d'autorisation de création de l'INB. Ce plan précise, en termes d'objectifs et de moyens associés, les éléments de connaissances, de développement de la conception et de justification mais aussi de la démonstration de sûreté complémentaire pour préparer la construction initiale, les mises en exploitation successives et préparer, dès les premiers jalons de mise en œuvre du projet, le démantèlement et la fermeture.

Par ailleurs, l'Andra devra procéder au réexamen périodique de son installation (tous les dix ans selon la réglementation actuelle), en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. Ce réexamen, instruit par l'ASNR, devra permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente, en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires.

Toutes les étapes du développement, de la construction et du fonctionnement du stockage permettront d'intégrer à chaque étape les données acquises par la surveillance et d'intégrer les éventuelles avancées en matière de connaissances technologiques et scientifiques.

1.11 Faire des optimisations technico-économiques sans dégrader le niveau de sûreté

Les études d'avant-projet à partir duquel le dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo est rédigé, ont été adaptées ces dernières années pour intégrer des exercices périodiques d'optimisations technico-économiques tout en garantissant une sûreté optimale des installations.

Les principales optimisations apportées à la conception de l'INB Cigéo sont :

- la réduction du volume et de l'emprise du bâtiment de réception, contrôle et préparation des colis pour le stockage, ainsi que la réduction de son emprise ;
- l'allongement des alvéoles de stockage des colis de haute activité (HA) pour réduire leur nombre et la longueur des galeries qui les desservent ;
- l'évolution des alvéoles de stockage des colis de moyenne activité - vie longue (MA-VL), dont la forme a été simplifiée et dont le nombre a été réduit ;
- l'intégration de progrès technologiques en matière d'engins de creusement, par le déploiement de tunneliers plutôt que d'engins à attaque ponctuelle, afin d'améliorer la sécurité des travailleurs.

Les optimisations technico-économiques s'intègrent à un processus courant pour la conception des projets industriels. Elles se font sans remettre en question les exigences fondamentales du projet et sans diminuer son niveau de sûreté, c'est une donnée d'entrée de l'étude de ces optimisations. Outre ces optimisations, les évolutions de conception intègrent également les retours des services instructeurs suite à l'examen du dossier d'options de sûreté (DOS). Celle-ci sera amenée à évaluer ces optimisations dans le cadre de l'instruction du dossier de demande d'autorisation de création.

TABLEAU DE TRAÇABILITE DES PRINCIPALES EVOLUTIONS

Le tableau suivant précise les paragraphes qui présentent des évolutions ainsi que leur origine qui peut être de différente nature :

- évolution réglementaire : mise en cohérence avec les évolutions de réglementation post-dépôt initial du dossier de DAC ;
- instruction technique avec l'ASNR : intégration de précisions apportées à l'ASNR en cours d'instruction technique en lien avec le contenu du dossier de DAC ;
- cohérence dossier : mise en cohérence entre pièces du dossier de DAC ;
- cohérence DR0 : mise en cohérence avec le dossier DR0 déposé post-dépôt initial du dossier de DAC ;
- cohérence dossier de chiffrage : mise en cohérence avec le dossier de chiffrage déposé post-dépôt initial du dossier de DAC ;
- cohérence dossiers PNGMDR : mise en cohérence avec les dossiers en réponse au PNGMDR déposés post-dépôt initial du dossier de DAC ;
- cohérence politique énergétique : mise à jour de l'inventaire de réserve et des études de sûreté associées pour tenir compte des évolutions de politique énergétique. Ces éléments ont été communiqués à l'ASNR dans le cadre de l'instruction technique ;
- cohérence planning : intégration de la mise à jour de la date de mise en service annoncée post-dépôt initial du dossier de DAC ;
- cohérence conditionnement : mise en cohérence avec les évolutions de conditionnement des colis primaires annoncées par les producteurs post-dépôt initial du dossier de DAC.

Paragraphe actualisé		Actualisation liée à								
		Évolution réglementaire	Instruction technique avec l'ASNR	Cohérence dossier	Cohérence DR0	Cohérence dossier de chiffrage	Cohérence dossiers PNGMDR	Cohérence politique énergétique	Cohérence planning	Cohérence conditionnement
1.1	L'objet, le périmètre et la structure de l'étude de maîtrise des risques	X								

Paragraphe actualisé		Actualisation liée à								
		Évolution réglementaire	Instruction technique avec l'ASNR	Cohérence dossier	Cohérence DR0	Cohérence dossier de chiffrage	Cohérence dossiers PNGMDR	Cohérence politique énergétique	Cohérence planning	Cohérence conditionnement
1.2	L'étude de maîtrise des risques résulte de boucles d'itérations connaissances/ conception/ sûreté menées depuis 1991			X						
1.3.2	L'inventaire des déchets	X		X						
1.3.2.2	L'inventaire de réserve	X						X		
2.1.4	Les phases temporelles de l'INB Cigéo								X	
2.6	Le système de stockage après fermeture			X						

Paragraphe actualisé		Actualisation liée à								
		Évolution réglementaire	Instruction technique avec l'ASNR	Cohérence dossier	Cohérence DR0	Cohérence dossier de chiffrage	Cohérence dossiers PNGMDR	Cohérence politique énergétique	Cohérence planning	Cohérence conditionnement
3.2.3.1	Les instructions, revues ou équivalents externes permettant de vérifier la cohérence avec les pratiques nationales et internationales	X								
3.5.2.1	Des choix de conception en lien avec les fonctions de sûreté			X						
4.1.2.2.2	Les objectifs de protection vis-à-vis des substances toxiques chimiques		X							
4.1.4.4	L'évaluation des incidences sur l'environnement		X							
4.3.2.1.1	Le risque sismique				X					

Paragraphe actualisé		Actualisation liée à								
		Évolution réglementaire	Instruction technique avec l'ASNR	Cohérence dossier	Cohérence DR0	Cohérence dossier de chiffrage	Cohérence dossiers PNGMDR	Cohérence politique énergétique	Cohérence planning	Cohérence conditionnement
4.3.4.1.2	Le matériau de remplissage à l'extrados du chemisage des alvéoles HA		X							
4.3.5.3	Le transitoire hydraulique gaz		X							
4.4.1	Les résultats des évaluations de la situation de référence de l'évolution normale de l'installation de stockage soulignant des incidences très faibles		X							
4.4.2.1	Les résultats de la situation enveloppe du scénario d'évolution normale		X							

Paragraphe actualisé		Actualisation liée à								
		Évolution réglementaire	Instruction technique avec l'ASNR	Cohérence dossier	Cohérence DR0	Cohérence dossier de chiffrage	Cohérence dossiers PNGMDR	Cohérence politique énergétique	Cohérence planning	Cohérence conditionnement
4.4.3.1.3	Des résultats qui confirment la maîtrise du comportement des radionucléides au regard des objectifs de protection		X							
5.1.2	Les objectifs et principes			X						
5.3.2.3.3	Dispositions de maîtrise du risque			X						
5.3.4.3.1 a)	Présentation du contexte et de l'aléa sismiques		X							
5.3.5.2.2	Dispositions de maîtrise des risques	X								
6.4.2	Les dispositions conservatoires							X		
6.4.3	L'impact potentiel sur la démonstration de sûreté							X		

TABLES DES ILLUSTRATIONS

Figures

Figure 1-1	Contenu du dossier de demande d'autorisation de création de l'INB Cigéo	8
Figure 1-2	Illustration du processus itératif reliant acquisition de connaissances, conception et sûreté	13
Figure 1-3	Des itérations de connaissances/conception/sûreté qui se sont échelonnées depuis 1991	15
Figure 1-4	Illustration des types d'exposition à la radioactivité	17
Figure 1-5	Illustration de la décroissance dans le temps de la radioactivité totale des déchets de l'inventaire de référence de l'INB Cigéo (courbe rouge) et de la radioactivité de l'inventaire total des colis de déchets HA0, HA1/HA2 et MA-VL (courbes pointillées)	18
Figure 1-6	Volumes des colis de déchets HA et MA-VL pris en compte dans les études de conception de l'INB Cigéo	19
Figure 1-7	Illustration de la mise en conteneur de stockage de colis de déchets primaires MA-VL	21
Figure 1-8	Illustration du conteneur de stockage HA pour colis primaire de déchets vitrifiés de type R7 T7	22
Figure 2-1	Illustration de l'organisation des installations du centre de stockage Cigéo	29
Figure 2-2	Illustration du périmètre de l'INB Cigéo (en pointillé rouge)	31
Figure 2-3	Localisation du centre de stockage dans l'Est de la France	32
Figure 2-4	Vue de principe de la zone descenderie	33
Figure 2-5	Vue de principe de la zone puits	33
Figure 2-6	Localisation des installations de l'INB Cigéo	34
Figure 2-7	Illustration des phases temporelles de l'INB Cigéo	36
Figure 2-8	Illustration du principe d'organisation du Bâtiment EP1 et de la tête de descenderie	38
Figure 2-9	Représentation schématique des ouvrages souterrains de l'INB Cigéo et de leur déploiement dans le temps	39
Figure 2-10	Illustration de principe de la séparation des zones souterraines en exploitation et en travaux et des liaisons surface-fond associées (dimensions et proportions non représentatives)	40
Figure 2-11	Schéma illustratif d'un alvéole MA-VL	41
Figure 2-12	Coupe longitudinale schématique d'un alvéole HA	41
Figure 2-13	Illustration du cheminement des colis de déchets HA et MA-VL jusqu'à leur emplacement de stockage	44
Figure 2-14	Illustration de l'installation souterraine de l'INB Cigéo après fermeture (c'est-à-dire une fois remblayée et scellée sous réserve de l'autorisation de sa fermeture par une loi)	46
Figure 3-1	Illustration des liens sûreté-conception-connaissances	50
Figure 3-2	Schéma illustrant les processus de décroissance, d'atténuation et de retard de la quantité d'un radionucléide arrivant à une distance donnée d'une source, en considérant un relâchement instantané du radionucléide à cette source	55
Figure 3-3	Carte des iso-épaisseurs (m) de la couche du Callovo-Oxfordien sur la zone d'implantation des ouvrages souterrains	62
Figure 3-4	Illustration d'un colis de stockage de déchets vitrifiés HA avec son conteneur de stockage	70

Figure 3-5	Photographies d'essais réalisés sur des démonstrateurs de conteneurs de stockage HA	70
Figure 3-6	Illustration d'un colis de stockage MA-VL en conteneur béton	72
Figure 3-7	Photographies illustratives des étapes de fabrication de prototypes de conteneurs de stockage MA-VL	73
Figure 3-8	Schéma illustrant la démarche de sûreté générale	83
Figure 4-1	Schéma illustratif des étapes de la démarche d'évaluation de sûreté après fermeture	87
Figure 4-2	Schéma illustratif des classes et nomenclatures des scénarios de sûreté après fermeture	90
Figure 4-3	Schéma illustratif du déroulement de l'analyse des risques et incertitudes résiduelles après fermeture	95
Figure 4-4	Schéma illustratif de l'établissement de la liste de scénarios à quantifier sur la base de l'analyse des risques et incertitudes résiduelles	96
Figure 4-5	Schéma illustratif de la conceptualisation des scénarios de sûreté après fermeture pour l'évaluation quantitative de sûreté	98
Figure 4-6	Schéma illustratif des voies de contamination d'un individu utilisant de l'eau potentiellement contaminée par des radionucléides extraite par pompage à un exutoire	100
Figure 4-7	Schéma illustrant les différentes étapes de choix et de description des biosphères pour l'évaluation quantitative des incidences d'un stockage sur la santé humaine	103
Figure 4-8	Synthèse de la démarche graduée pour définir le risque radiologique à l'environnement sur la période long terme après fermeture	105
Figure 4-9	Les trois niveaux de l'approche graduée pour l'évaluation du risque lié aux substances toxiques chimiques à la faune et à la flore sauvages en phase de post-surveillance	107
Figure 4-10	Carte de la zone de transposition (ZT, délimitée par le trait bleu) sur laquelle a été établie la faisabilité de principe du stockage géologique dans la couche du Callovo-Oxfordien avec le dossier 2005 et de la ZIRA (zone souterraine d'intérêt pour une reconnaissance approfondie) établie en 2009 pour l'implantation de l'installation souterraine et des scénarios d'implantation en surface, délimitée par le trait rouge)	110
Figure 4-11	Schéma illustratif de la localisation des exutoires (i.e. Points de prélèvement d'eau) pour les évaluations d'impact radiologique et toxicologique sur l'homme en après fermeture, avec les trajectoires associées depuis le stockage (en rouge)	127
Figure 4-12	Illustration montrant la différence entre l'évolution normale et une situation possible de défaillance de scellement pouvant induire une "déviation » de l'évolution normale	130
Figure 4-13	Illustration schématique de la représentation du scénario What-if postulant le dysfonctionnement de tous les scellements par rapport aux deux situations du scénario d'évolution normale (SEN)	131
Figure 4-14	Schéma illustratif d'intrusions humaines involontaires par forage retenues pour la sûreté après fermeture	133
Figure 4-15	Schéma illustratif des composants et des voies de transfert potentielles pris en compte pour le scénario d'évolution normale	134
Figure 4-16	Scénario d'évolution normale – situation de référence : bilan de masse de l'Iode 129 à un million d'années après la fermeture du stockage exprimé en pourcentages de l'inventaire total initial dans les différents compartiments du système de stockage, ayant transité par le toit et le mur de la couche du Callovo-Oxfordien ou ayant transité par les formations encaissantes sus-jacentes et sous-jacentes	136
Figure 5-1	Localisation des villages cibles de Saudron, Mandres et Bure par rapport aux zones descenderie et puits	163
Figure 5-2	Représentation schématique des voies de transfert et d'exposition des émissions atmosphériques	164

Figure 5-3	Codes de calcul utilisés pour modéliser la dispersion atmosphérique	165
Figure 5-4	Illustration de locaux du bâtiment nucléaire de surface (zone descenderie)	172
Figure 5-5	Illustration d'un caisson de filtration Très Haute Efficacité (THE) de l'air de ventilation	174
Figure 5-6	Illustration du premier système de confinement associé au déchet HA en colis de stockage	174
Figure 5-7	Illustration des systèmes de confinement des colis de déchets MA-VL stockés en alvéoles de stockage en fonction du mode de stockage retenu	175
Figure 5-8	Illustration du pouvoir de pénétration des différents rayonnements ionisants	176
Figure 5-9	Illustration du principe de ventilation en alvéole MA-VL	183
Figure 5-10	Illustration d'un alvéole HA en exploitation	184
Figure 5-11	Illustration des ponts roulants sécurisés	186
Figure 5-12	Illustration du chariot élévateur de colis de stockage MA-VL	186
Figure 5-13	Illustration du pont stockeur de colis de stockage MA-VL	187
Figure 5-14	Illustration des dispositifs de sécurité du transfert incliné par funiculaire	188
Figure 5-15	Illustration de la manutention des colis de stockage MA-VL à faible hauteur	189
Figure 5-16	Illustration des équipements de manutention de colis de stockage MA-VL (cas de colis en stockage direct)	190
Figure 5-17	Photographies illustrant des essais de résistance au feu des colis de stockage MA-VL en béton	192
Figure 5-18	Représentation schématique de la caserne située en zone descenderie et ses véhicules d'intervention	194
Figure 5-19	Illustration du conteneur de stockage béton renforcé vis-à-vis de l'incendie pour les colis de déchets bitumés stockés en l'état	196
Figure 5-20	Illustration du robot d'intervention pour l'alvéole MA-VL dédié aux colis de déchets bitumés stockés en l'état	196
Figure 5-21	Schéma de principe de l'implantation de la rampe d'aspersion d'eau dans la zone d'isolement d'un alvéole de stockage de déchets bitumés stockés en l'état	197
Figure 5-22	Illustration des batteries susceptibles de générer de l'hydrogène en phase de charge dans le funiculaire	199
Figure 5-23	Illustration de l'usine de ventilation	204
Figure 5-24	Illustration de la façade d'accostage d'un alvéole de stockage MA-VL	209
Figure 5-25	Illustration des joints gonflables de la façade d'accostage d'un alvéole de stockage MA-VL	210
Figure 5-26	Spectre de sol du séisme de dimensionnement (SDD) - composantes horizontale et verticale	221
Figure 5-27	Illustration des principes de gestion de la coactivité dans l'installation fond	229
Figure 5-28	Doses maximales autour de la zone descenderie pour l'adulte pour une exposition de 24 heures pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface	239
Figure 5-29	Illustration de la situation accidentelle sévère d'inflammation d'un fût de déchets bitumés dans un colis de stockage	243
Figure 5-30	Doses maximales autour de la zone puits pour l'adulte pour une durée d'exposition de 24 heures pour la situation accidentelle sévère d'inflammation d'un fût de déchets bitumés dans un colis de stockage	244
Figure 6-1	Schéma synthétique des choix de réversibilité laissés au législateur et à la société civile	256
Figure 6-2	Illustration des interfaces entre la zone en exploitation et la zone en travaux – Quartier de stockage MA-VL	260

Figure 6-3 Schéma de principe de l'alvéole de stockage renforcé pour le stockage de colis de déchets bitumés en l'état 267
Figure 6-4 Illustration des quartiers de stockage HA et de CU (hypothèse à terminaison pour le scénario d'arrêt du recyclage d'évolution de politique énergétique de l'Inventaire national) 269
Figure 6-5 Illustration des ouvrages d'un éventuel quartier de stockage FA-VL (hypothèse à terminaison) 270
Figure 6-6 Illustration du robot de retrait d'un colis de stockage HA de l'alvéole de stockage HA 275
Figure 6-7 Photographie du banc d'essais de retrait de colis de stockage MA-VL 276

Tableaux

Tableau 1-1 Tableau de correspondance entre les exigences réglementaires des articles R-593-16 II et III et 19 du code de l'environnement et le sommaire de la présente EMR 10
Tableau 3-1 Principes généraux pour les choix de conception, en regard des fonctions de sûreté après fermeture du système de stockage 66
Tableau 3-2 Fonctions de sûreté nucléaire en phase de fonctionnement et principes retenus pour leur maîtrise 68
Tableau 4-1 Exutoires (i.e. Points de prélèvements d'eau) considérés pour les évaluations quantitatives de sûreté après fermeture et leur positionnement 126
Tableau 4-2 Tableau de correspondance : fonctions de sûreté après fermeture/composants du système de stockage 148
Tableau 5-1 Objectifs de protection vis-à-vis des risques radiologiques en exploitation 156
Tableau 5-2 Différents systèmes de contrôle-commande et fonctions impactées en cas de perte 206
Tableau 5-3 Probabilités de chute d'avion calculées en application de la RFS I.1.a 216
Tableau 5-4 Dispositions de maîtrise des risques liés à la chute d'aéronef pour les cibles concernées 217
Tableau 5-5 Composante Horizontale du spectre de sol du séisme de dimensionnement (SDD) 220
Tableau 5-6 Ouvrages et bâtiments dimensionnés au séisme 222
Tableau 5-7 Situations incidentelles de dimensionnement et localisation dans l'INB 232
Tableau 5-8 Liste des situations accidentelles et localisation 232
Tableau 5-9 Situations accidentelles sévères et localisation dans l'INB 233
Tableau 5-10 Dose maximale à 24 heures pour l'adulte en conditions météorologiques les plus défavorables autour de la zone descenderie pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface 238
Tableau 5-11 Concentration maximale dans le sol autour du périmètre INB de la zone descenderie pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface 240
Tableau 5-12 Contamination des salades à un an en Bq/kg autour de la zone descenderie pour la situation accidentelle de la chute d'un emballage de transport dans la fosse du hall de déchargement du bâtiment nucléaire de surface 240
Tableau 5-13 Dose maximale à 24 heures pour l'adulte en conditions météorologiques les plus défavorables autour de la zone puits pour la situation accidentelle sévère d'inflammation d'un fût de déchets bitumés dans un colis de stockage 244
Tableau 5-14 Concentration maximale dans le sol à un an en Bq/kg autour de la zone puits pour un accident enveloppe de relâchement des colis de déchets

	MA-VL conduisant aux concentrations en émetteurs alpha, béta et gamma les plus importants	245
Tableau 5-15	Contamination des salades à un an en Bq/Kg autour de la zone puits pour un accident enveloppe de relâchement des colis de déchets MA-VL conduisant aux concentrations en émetteurs alpha, béta et gamma les plus importants	245
Tableau 5-16	Synthèse de l'évaluation des situations accidentelles et des impacts radiologiques (doses maximales) ou non radiologiques associés	246
Tableau 5-17	Objectifs d'un Plan d'urgence interne (PUI)	252
Tableau 6-1	Les scénarios de retrait des colis du stockage	273

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

1 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 2 - Nature de l'installation. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-XEE-0000-19-0003.

2 Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2008). 32 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/content/download/50883/352509?version=2.

3 Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs. Assemblée nationale; Sénat (1992). Journal officiel de la République française (JORF), N°INDX9100071L.

4 Règle n° III.2.f du 10 juin 1991 - Définition des objectifs à retenir dans les phases d'études et de travaux pour le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde afin d'assurer la sûreté après la période d'exploitation du stockage. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (1991). 5 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/l-asn-reglemente/rfs/rfs-relatifs-aux-inb-autres-que-rep/rfs-iii.2.f-du-01-06-1991.

5 Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs. Assemblée nationale; Sénat (2006). Journal officiel de la République française (JORF), N°ECOX0600036L.

6 Loi n° 2016-1015 du 25 juillet 2016 précisant les modalités de création d'une installation de stockage réversible en couche géologique profonde des déchets radioactifs de haute et moyenne activité à vie longue. Assemblée nationale; Sénat (2016). Journal officiel de la République française (JORF), N°DEVX1614324L.

7 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Inventaire de référence retenu pour la conception et la démonstration de sûreté de l'INB Cigéo au stade des études d'avant-projet. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-CS0-0000-20-0002.

8 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 19 - Version préliminaire des spécifications d'acceptation des colis. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-SPE-AMOA-SR0-0000-19-0040.

9 Programmation pluriannuelle de l'énergie (2026-2035) - Stratégie française pour l'énergie et le climat. Gouvernement (2025). 232 p. Disponible à l'adresse : https://www.economie.gouv.fr/files/files/2026/ppe3.pdf?v=1772447721.

10 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 5 - Plans détaillés de l'installation à l'échelle 1/2 500e. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-CM0-0000-21-0004.

11 Décret n° 2022-993 du 7 juillet 2022 déclarant d'utilité publique le centre de stockage en couche géologique profonde de déchets radioactifs de haute activité et de moyenne activité à vie longue Cigéo et portant mise en compatibilité du schéma de cohérence territoriale du Pays Barrois (Meuse), du plan local d'urbanisme intercommunal de la Haute-Saulx (Meuse) et du plan local d'urbanisme de Gondrecourt-le-Château (Meuse). Ministère de la Transition énergétique (2022). Journal officiel de la République française (JORF), N°ENER2200646D.

12 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 16 - Plan directeur de l'exploitation. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-SDR-0000-19-0001.

13 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 13 - Plan de démantèlement, de fermeture et de surveillance. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-PDG-AMOA-OBS-0000-19-0001.

14 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 7 - Version préliminaire du rapport de sûreté. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-SR0-0000-21-0007.

15 Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (version consolidée au 24 septembre 2018). Ministère de l'Écologie, du Développement durable, des Transports et du Logement; Ministère de l'Économie, des Finances et de l'Industrie (2018). Journal officiel de la République française (JORF), N°DEVP1202101A.

16 Post-closure safety case for geological repositories: nature and purpose. Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE); Nuclear Energy Agency (NEA) (2004). N°NEA 3679. 56 p. Disponible à l'adresse : https://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2004/nea3679-closure.pdf.

17 Integration Group for the Safety Case. NEA IGSC Scenario Development Workshop, 1-3 June 2015, Issy-les-Moulineaux, France. Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Publishing (2016). Vol. NEA-RWM-R-2015-3.

18 Methods for safety assessment of geological disposal facilities for radioactive waste: Outcomes of the NEA MeSA initiative. Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE); Nuclear Energy Agency (NEA) (2012). N°NEA 6923. 242 p.

19 "Reference biospheres" for solid radioactive waste disposal - Report of biomass theme 1 of the Biosphere modelling and Assessment (BIOMASS) programme. International Atomic Energy Agency (IAEA) (2003). N°IAEA-BIOMASS-6. 563 p. Disponible à l'adresse : https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Biomass6_web.pdf.

20 Dossier d'options de sûreté - Partie après fermeture (DOS-AF). Andra (2016). Document N°CGTEDNTEAMOASR20000150062. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-04/dossier-options-surete-apres-fermeture_0.pdf.

21 Dossier d'options de sûreté - Partie exploitation (DOS-Expl). Andra (2016). Document N°CGTEDNTEAMOASR10000150060. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-04/dossier-options-surete-exploitation.pdf.

22 L'ASN à l'initiative d'une revue internationale par l'AIEA du dossier d'options de sûreté du projet Cigéo. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2016). Consulté le 20/12/2019. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/Informer/Actualites/CIGEO-revue-internationale-du-dossier-d-options-de-surete.

23 Avis IRSN n° 2017-00190 - Avis relatif au dossier « Projet Cigéo - Dossier d'Options de Sûreté ». Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (2017). N°2017-00190. 9 p. Disponible à l'adresse : https://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/2017/Documents/juin/Avis-IRSN-2017-00190.pdf.

24 Avis n° 2018-AV-0300 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 11 janvier 2018 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par l'Andra pour le projet Cigéo de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2018). N°2018-AV-0300. 7 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/content/download/155337/1525188?version=3.

25 Dossier 2005 Argile. Évaluation de la faisabilité du stockage géologique en formation argileuse. Andra (2005). Document N°CRPADP040002. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2017-12/266.pdf.

26 RFS I.1.a du 7 octobre 1992 - Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (1992). N°Règle fondamentale de sûreté n° 1.1.a. 3 p. Disponible à l'adresse

: https://www.asn.fr/l-asn-reglemente/rfs/rfs-relatifs-aux-inb-autres-que-rep/rfs-i.1.a-du-07-10-1992.

27 Stockage réversible profond - Étape 2009. Proposition d'une zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie et de scénarios d'implantation de surface. Andra (2010). Document N°DCOM/DIR/10-0106. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-02/391.pdf.

28 Avis de l'IRSN sur les critères retenus par l'Andra pour le choix d'une « zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie (ZIRA) » en vue du projet HA, MA-VL - Site de Meuse/Haute-Marne. Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (2009). N°2009-166. 5 p. Disponible à l'adresse : https://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/Documents/Avis_IRSN_ZIRA_22122009.pdf.

29 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 18 - Avis émis sur le projet. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-PU0-0000-19-0019.

30 Avis n° 2010-AV-0084 du 5 janvier 2010 de l'Autorité de sûreté nucléaire sur le dossier de l'Agence nationale de gestion des déchets radioactifs (Andra) relatif à la proposition d'une zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie et de scénarios d'implantation en surface pour un stockage réversible en formation géologique profonde. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2010). N°2010-AV-0084. 5 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/content/download/51988/362169?version=1.

31 Le dossier 2005. Andra (2005). Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/cigeo/les-documents-de-reference#section-967.

32 Stockage réversible profond - Étape 2009. Stockage réversible profond - Étape 2009 - Options de réversibilité du stockage en formation géologique profonde. Andra (2010). Document N°DCOM/DIR/10-0108. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-01/393.pdf.

33 Stockage réversible profond - Étape 2009. Stockage réversible profond - Étape 2009 - Options de sûreté du stockage en formation géologique profonde. Andra (2010). Document N°DCOM/DIR/10-0107. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-01/392.pdf.

34 Stockage réversible profond - Étape 2009. Options de conception du stockage en formation géologique profonde. Andra (2010). Document N°DCOM/DIR/10-0109. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-01/394.pdf.

35 Stockage réversible profond - Étape 2009. Référentiel du site de Meuse/Haute-Marne - Tome 3. Andra (2009). Document N°DCOM/DIR/10-0116.

36 Disposal of Radioactive Waste: Specific Safety Requirements. International Atomic Energy Agency (IAEA) (2011). N°SSR-5. 62 p.

37 Guide méthodologique pour l'évaluation du risque radiologique pour la faune et la flore sauvages - Concepts, éléments de base et mise en œuvre au sein de l'étude d'impact. Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN); Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2021). N°IRSN/2021-00838. 165 p. Disponible à l'adresse : https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/environnement/IRSN_2021-00838-Guide-methodologique-evaluation-risque-radiologique-pour-faune-et-flore-sauvages.pdf.

38 Environmental Risk from Ionising Contaminants: Assessment and Management (ERICA) - Final report. Nuclear science and technology; European Commission (2007). N°FI6R-CT-2004-508847. 12 p. Disponible à l'adresse : https://cordis.europa.eu/docs/projects/files/508/508847/erica-final-report_en.pdf.

39 Andersson, P., Garnier-Laplace, J., Beresford, N., Copplestone, D., Howard, B., Howe, P., Oughton, D., Whitehouse, P. Protection of the environment from ionising radiation in a regulatory context (protect): proposed numerical benchmark values. Journal of environmental radioactivity (2009). Vol. 100, N°12, pp.1100–1108.

40 Évaluation de l'état des milieux et des risques sanitaires : démarche intégrée pour la gestion des émissions de substances chimiques par les installations classées (2ème édition, septembre 2021). Institut national de l'environnement industriel et des risques (Ineris) (2021). 130 p. Disponible à l'adresse : https://www.ineris.fr/fr/evaluation-etat-milieux-risques-sanitaires.

41 À la découverte du PSC (portail substances chimiques). Institut national de l'environnement industriel et des risques (Ineris) (2025). Consulté le 16/07/2025. Disponible à l'adresse : https://substances.ineris.fr/.

42 Bisson, M., Bureau, J., Denys, S., Lefevre, J.P., Tack, K. Cyanure et ses dérivés. Institut national de l'environnement industriel et des risques (Ineris) (2011). N°DRC-11-117259-10314A. 72 p. Disponible à l'adresse : https://substances.ineris.fr/sites/default/files/archives/74-90-8%20--%20Cyanure%20d%27hydrog%C3%A8ne%20--%20FDTE.pdf.

43 Bisson, M., Houeix, N., Gay, G., Jolibois, B., Lacroix, G., et al. Nickel et ses dérivés. Institut national de l'environnement industriel et des risques (Ineris) (2006). N°DRC-02-25590-02DF44. 71 p. Disponible à l'adresse : https://substances.ineris.fr/sites/default/files/archives/12035-72-2%20--%20disulfure%20de%20trinickel%20--%20FDTE.pdf.

44 Bisson, M., Gay, G., Guillard, D., Ghillebaert, F., Tack. K. Sélénium et ses composés. Institut national de l'environnement industriel et des risques (Ineris) (2011). N°DRC-08-83451-01269B. 133 p. Disponible à l'adresse : https://substances.ineris.fr/sites/default/files/archives/7783-00-8%20--%20acide%20selenieux%20--%20FDTE.pdf.

45 Uranium. Institut national de l'environnement industriel et des risques (Ineris) (2024). Consulté le 16/07/2025. Disponible à l'adresse : https://substances.ineris.fr/substance/7440-61-1.

46 Cadmium. Agence européenne des produits chimiques (Echa) (2025). Consulté le 16/07/2025. Disponible à l'adresse : https://echa.europa.eu/fr/registration-dossier/-/registered-dossier/15342.

47 Mercury. Agence européenne des produits chimiques (Echa) (2025). Consulté le 17/07/2025. Disponible à l'adresse : https://echa.europa.eu/fr/registration-dossier/-/registered-dossier/5169.

48 van Herwijnen, R., Smit, C.E. Environmental risk limits for boron. National institute for public health and the environment (RIVM) (2010). N°601782030. 32 p. Disponible à l'adresse : https://www.rivm.nl/bibliotheek/rapporten/601782030.pdf.

49 An International Peer Review of the Safety Options Dossier of the Project for Disposal of Radioactive Waste in Deep Geological Formations (Cigéo): final report of the IAEA International Review team. International Atomic Energy Agency (IAEA) (2017). N°IAEA/CIG/FRA. 43 p. Disponible à l'adresse : https://www.iaea.org/publications/12223/an-international-peer-review-of-the-safety-options-dossier-of-the-project-for-disposal-of-radioactive-waste-in-deep-geological-formations-cigeo.

50 Bailey, L., Becker, D., Beuth, T., Capouet, M., Cormenzana, J.L., Cuñado, M., Galson, D.A., Griffault, L., Marivoet, J., Serres, C. PAMINA: Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case: European Handbook of the state-of-the-art of safety assessments of geological repositories - Part 1. European Commission (2011). N°D-N°: 1.1.4. Disponible à l'adresse : https://igdtp.eu/wp-content/uploads/2019/10/pamina-D1.1.4.pdf.

51 HIDRA - The International Project on Inadvertent Human Intrusion in the Context of Disposal of Radioactive Waste. International Atomic Energy Agency (IAEA) (2017). 144 p.

52 Monitoring and Surveillance of Radioactive Waste Disposal Facilities. International Atomic Energy Agency (IAEA) (2014). N°SSG-31. 96 p.

53 Expériences internationales des dossiers de sûreté pour les dépôts en formation géologique (INTESC) - Résultats du projet INTESC. Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE); Nuclear Energy Agency (NEA) (2009). N°AEN 6252. 208 p.

54 Rôle des informations géoscientifiques dans le dossier de sûreté pour la gestion des déchets radioactifs : principales conclusions du projet AMIGO. Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE); Nuclear Energy Agency (NEA) (2010). N°NEA 6396. 56 p.

55 Dossier 2005 Argile. Tome architecture et gestion du stockage géologique. Andra (2005). Document N°PUBLI/15-2402. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-02/268.pdf.

56 Dossier 2005 Argile. Tome évaluation de sûreté du stockage géologique. Andra (2005). Document N°CRPADSQ040022. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-02/270.pdf.

57 Dossier 2005 Argile. Tome évolution phénoménologique du stockage géologique. Andra (2005). Document N°CRPADS040025. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-02/269.pdf.

58 Dossier 2005 Argile. Les recherches de l'Andra sur le stockage géologique des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue : résultats et perspectives. Andra (2005). Document N°DCOM/13-0225. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-02/265.pdf.

59 Le programme Mémoire de l'Andra. Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) (2021). 1 p. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2021-03/Infographie%20-%20Le%20programme%20m%C3%A9moire%20de%20l%27Andra.pdf.

60 Règlement (Euratom) 2016/52 du Conseil du 15 janvier 2016 fixant les niveaux maximaux admissibles de contamination radioactive pour les denrées alimentaires et les aliments pour animaux après un accident nucléaire ou dans toute autre situation d'urgence radiologique et abrogeant le règlement (Euratom) n° 3954/87 et les règlements (Euratom) n° 944/89 et n° 770/90 de la Commission. Conseil de l'Union européenne (2016). Journal officiel de l'Union européenne, N°CELEX: 32016R0052.

61 Directive 2013/59/Euratom du Conseil du 5 décembre 2013 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire contre les dangers résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants et abrogeant les directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom et 2003/122/Euratom. Conseil de l'Union européenne (2014). Journal officiel de l'Union européenne, N°CELEX:32013L0059.

62 Arrêté du 29 septembre 2005 relatif l'évaluation et à la prise en compte de la probabilité d'occurrence, de la cinétique, de l'intensité des effets et de la gravité des conséquences des accidents potentiels dans les études de dangers des installations classées soumises à autorisation. Ministère de l'Écologie et du Développement durable (2005). Journal officiel de la République française (JORF), N°DEVP0540371A.

63 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 6 - Étude d'impact du projet global Cigéo. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-EDM-AMOA-ESE-0000-22-0005.

64 Évaluations complémentaires de sûreté : rapport de l'Autorité de sûreté nucléaire. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2011). 522 p. Disponible à l'adresse : https://www.vie-publique.fr/sites/default/files/rapport/pdf/124000004.pdf.

65 Règlement (CE) n° 1272/2008 du Parlement européen et du Conseil du 16 décembre 2008 relatif à la classification, à l'étiquetage et à l'emballage des substances et des mélanges, modifiant et abrogeant les directives 67/548/CEE et 1999/45/CE et modifiant le règlement (CE) n° 1907/2006 (version consolidée au 1er février 2025). Parlement européen; Conseil de l'Union européenne (2025). Journal officiel de l'Union européenne, N°CELEX:32008R1272.

66 Installations nucléaires - Critères pour la conception et l'exploitation des systèmes de ventilation des installations nucléaires autres que les réacteurs nucléaires. Association française de normalisation (Afnor) (2006), NF ISO 17873.

67 Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes (guide de l'ASN n° 13). Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2013). 44 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/content/download/100753/733560/version/1/file/Guide-de-l-ASN-13.pdf.

68 Eurocode 1 - Actions sur les structures - Parties 1-4 : actions générales - Actions du vent - Annexe nationale à la NF EN 1991-1-4:2005 - Actions générales - Actions du vent. Association française de normalisation (Afnor) (2012), NF EN 1991-1-4/NA/A2.

69 Dossier départemental des risques majeurs (DDRM). Département de la Haute-Marne (2017). 108 p. Disponible à l'adresse : https://www.haute-marne.gouv.fr/content/download/10117/73020/file/DDRM%202017_signe.pdf.

70 Dossier départemental des risques majeurs (DDRM). Département de la Meuse (2019). 136 p. Disponible à l'adresse : http://webissimo-ide.developpement-durable.gouv.fr/IMG/pdf/1_ddrm_signe_cle721125.pdf.

71 Accord relatif au transport international des marchandises dangereuses par route (ADR) : en vigueur le 1er janvier 2023. Organisation des nations unies (ONU) (2023). Vol. 1, N°ECE/TRANS/326 (Vol.1).

72 Accord relatif au transport international des marchandises dangereuses par route (ADR) : en vigueur le 1er janvier 2023. Organisation des nations unies (ONU) (2023). Vol. 2, N°ECE/TRANS/326 (Vol.2).

73 Arrêté du 15 avril 2010 relatif aux prescriptions générales applicables aux stations-service relevant du régime de l'enregistrement au titre de la rubrique n° 1435 de la nomenclature des installations classées pour la protection de l'environnement (version consolidée au 2 juin 2023). Ministère de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de la Mer, en charge des Technologies vertes et des Négociations sur le climat (2023). Journal officiel de la République française (JORF), N°DEVP1001977A.

74 Directive n° 2011/70/Euratom du Conseil du 19 juillet 2011 établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs. Conseil de l'Union européenne (2011). Journal officiel de l'Union européenne, N°CELEX:32011L0070L199.

75 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Pièce 20 - Plan de développement de l'installation de stockage Cigéo. Andra (2026). Document N°CG-TE-D-PDD-AMOA-SDR-0000-19-0002.

76 Lettre CODEP-DRC-2018-001635 de l'ASN du 12 janvier 2018 relative au dossier d'options de sûreté pour le projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2018). N°CODEP-DRC-2018-001635. 45 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/Media/Files/Lettre-adressee-a-l-Andra-precisant-les-options-de-surete-Cigeo.

77 Projet de stockage Cigéo - Examen du Dossier d'options de sûreté - Tome 2. Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (2017). N°IRSN 2017-00013. 209 p.

78 Avis et recommandations relatif au dossier d'options de sûreté du projet Cigéo (réunion tenue à Montrouge le 18/05/2017 et le 19/05/2017). Groupe permanent d'experts pour les déchets (GPD); Groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines (2017). N°GPU-GPD-2017-051718. 5 p.

79 Revue externe sur la gestion des déchets bitumés : rapport final. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2019). 97 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/Media/Files/00-Publications/Rapport-final-revue-dechets-bitumes?

80 Arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret n° 2017-231 du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs. Ministère de l'Environnement, de l'Énergie et de la Mer, en charge des Relations internationales sur le climat (2017). Journal officiel de la République française (JORF), N°DEVR1635310A.

81 Lettre CODEP-DRC-2019-005828 du 28 mai 2019 relative à l'étude PNGMDR 2016-2018 : comportement physico-chimique et thermique des colis de déchets bitumés en stockage. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2019). N°CODEP-DRC-2019-005828. 11 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/Media/Files/00-PNGMDR/PNGMDR-2016-2018/Courrier-dechets-bitumes-ANDRA.

82 Lettre CODEP-DRC-2021-027897 du 18 juin 2021 sur l'étude PNGMDR 2016-2018 : analyse de l'impact des résultats des études relatives au comportement des colis de déchets bitumés sur leurs conditions d'accueil dans Cigéo. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2021). N°CODEP-DRC-2021-027897. 8 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/Media/Files/00-PNGMDR/PNGMDR-2016-2018/Courrier-de-l-ASN-a-l-Andra-du-18-juin-2021-concernant-l-analyse-de-l-impact-des-resultats-des-etudes-relatives-au-comportement-des-colis-de-dechets-bitumes-sur-leurs-conditions-d-accueil-dans-Cigeo.

83 Avis n° 2020-AV-0369 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 1er décembre 2020 sur les études concernant la gestion des déchets radioactifs de haute activité et de moyenne activité à vie longue (HA et MA-VL), remises en application du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs 2016-2018, en vue de l'élaboration du cinquième plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2020). N°2020-AV-0369. 16 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/content/download/174416/1798843?version=2.

84 Dossier d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base (INB) Cigéo. Inventaire de réserve de l'INB Cigéo. Andra (2025). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-ESE-0000-19-0329.

85 Contenu des études relatives à l'adaptabilité de Cigéo au stockage des déchets de l'inventaire de réserve. Andra (2019). Document N°CG-TE-D-NTE-AMOA-SR0-0000-19-0011. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/Media/Files/00-PNGMDR/Contenu-des-etudes-relatives-a-l-adaptabilite-de-Cigeo-au-stockage-des-dechets-de-l-inventaire-de-reserve?

86 Dossier d'options techniques de récupérabilité (DORec). Andra (2016). Document N°CGTEDNTEAMOARV00000150059. Disponible à l'adresse : https://www.andra.fr/sites/default/files/2018-11/CG-TE-D-NTE-AMOA-RV0-0000-15-0059-A%20DOREC.pdf.

87 Avis n° 2016-AV-0267 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 31 mai 2016 relatif à la réversibilité du stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2016). N°2016-AV-0267. 3 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/content/download/103432/762427?version=1.

88 Avis de l'Autorité de sûreté nucléaire sur les recherches relatives à la gestion des déchets à haute activité et à vie longue (HAVL) menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, et liens avec le PNGDR-MV. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2006). 10 p. Disponible à l'adresse : https://www.cigeo.gouv.fr/sites/default/files/2018-08/AVIS-ASN-dechets-2006-02-01.pdf.

89 Rapport global d'évaluation des recherches conduites dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991. Commission nationale d'évaluation relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs (CNE) (2006). 38 p. Disponible à l'adresse : https://www.vie-publique.fr/sites/default/files/rapport/pdf/064000240.pdf.

90 Lettre CODEP-DRC-2014-039834 du 19 décembre 2014 relative au dossier d'options de sûreté du projet Cigéo. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2014). N°CODEP-DRC-2014-039834. 8 p.

91 Analyse des documents Cigéo 2016 et recommandations. Commission nationale d'évaluation des recherches et études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs (CNE2) (2016). 22 p. Disponible à l'adresse : https://www.cne2.fr/telechargements/avis/Analyse-DOS-DOREC-PDE-Vfinal.pdf.

92 Décret du 3 août 1999 autorisant l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs à installer et exploiter sur le territoire de la commune de Bure (Meuse) un laboratoire souterrain destiné à étudier les formations géologiques profondes où pourraient être stockés des déchets

radioactifs (version consolidée au 1er janvier 2007). Ministère de l'Économie, des Finances et de l'Industrie; Ministère de l'Aménagement du territoire et de l'Environnement (2007). Journal officiel de la République française (JORF), N°ECOI9900310D, pp.11925-11926.

93 Sûreté du stockage géologique de déchets radioactifs HAVL en France : examen international par des pairs du "Dossier 2005 Argile" concernant le stockage dans la formation du Callovo-Oxfordien. Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE); Nuclear Energy Agency (NEA) (2006). N°NEA 6179. 81 p. Disponible à l'adresse : https://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2006/nea6179-havl.pdf.

94 Courrier du ministre au président de l'Andra sur le choix de la ZIRA. Ministère de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de la Mer, en charge des Technologies vertes et des Négociations sur le climat (2010).

95 Avis n° 2011-AV-129 du 26 juillet 2011 de l'Autorité de sûreté nucléaire sur le dossier relatif au stockage réversible profond des déchets de haute et moyenne activité à vie longue déposé par l'Andra conformément à l'article 11 du décret n° 2008-357 du 16 avril 2008. Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2011). 3 p. Disponible à l'adresse : https://www.asn.fr/content/download/52193/362788?version=1.

96 Borloo, J.L. Accord sur poursuites investigations ZIRA (Zone implantation reconnaissance approfondie). Ministère de l'Écologie, de l'Énergie, du Développement durable et de la Mer, en charge des Technologies vertes et des Négociations sur le climat (2010). N°D10004151. 2 p.

97 Lettre CODEP-DRC-2014-039040 du 9 octobre 2014 relative au dossier "projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde - ouvrages de fermeture". Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2014). N°CODEP-DRC-2014-039040. 6 p.

98 Lettre CODEP-DRC-2015-004834 du 7 avril 2015 relative au dossier "projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde - maîtrise des risques en exploitation au niveau esquisse du projet Cigéo". Autorité de sûreté nucléaire (ASN) (2015). N°CODEP-DRC-2015-004834. 6 p.

99 Avis délibéré de l'Autorité environnementale sur le centre de stockage Cigéo (52-55). Autorité environnementale (2021). N°2020-79. 56 p. Disponible à l'adresse : https://www.igedd.developpement-durable.gouv.fr/IMG/pdf/210113_cigeo_52_55_delibere_cle26329f.pdf.

100 Dossier d'enquête publique préalable à la déclaration d'utilité publique du centre de stockage Cigéo. Pièce 8 - Avis émis sur le projet de centre de stockage Cigéo. Andra (2020). Document N°CG-TE-D-RAP-AMOA-TR0-0000-19-0005.

AGENCE NATIONALE POUR LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS
1-7, rue Jean-Monnet
92298 Châtenay-Malabry cedex
www.andra.fr

© Andra • 2026 • Conception-réalisation : www.kazoar.fr • Crédit illustration : Andra