

# ÉTUDES RELATIVES AU STOCKAGE DIRECT DES COMBUSTIBLES DES RÉACTEURS À EAU PRESSURISÉE ET DES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES

Page : 1/48

Ce document, bien que propriété de l'Andra, peut être reproduit ou communiqué sans son autorisation

03/07/2013



→ Titre original du document

Etudes relatives au stockage direct des combustibles REP et RNR

## SOMMAIRE

<b>1.</b>	<b>Contexte, objet</b>	<b>6</b>
<b>2.</b>	<b>Synthèse des études de faisabilité antérieures</b>	<b>6</b>
2.1	<i>Scénarios d'étude du dossier 2005 argile</i>	7
2.2	<i>Principales caractéristiques de l'assemblage REP</i>	9
2.3	<i>Concept de stockage de combustibles usés</i>	14
2.3.1	Les colis de stockage de combustibles usés	14
2.3.2	Les alvéoles de stockage de combustibles usés	18
2.3.3	L'architecture du stockage	20
2.4	<i>Evaluations phénoménologiques et de sûreté</i>	22
2.4.1	Fonctions de sûreté	22
2.4.2	La maîtrise du risque de criticité	23
2.4.3	La limitation du transfert de radionucléides hors du stockage et de la couche argileuse	23
<b>3.</b>	<b>Compatibilité des concepts de stockage Cigéo avec l'hypothèse d'un stockage direct de combustibles REP et RNR d'EDF</b>	<b>26</b>
3.1	<i>Scénarios actualisés</i>	26
3.1.1	Données quantitatives par typologie de combustible	28
3.1.2	Conditionnement des assemblages combustibles, nombre de colis	29
3.1.3	Hypothèses d'ordonnancement et flux de livraison et de mise en stockage de colis de combustibles	30
3.1.4	Puissances thermiques des combustibles à la mise en stockage	39
3.2	<i>Principes retenus pour assurer la compatibilité des concepts de Cigéo</i>	40
3.2.1	Installations de surface	41
3.2.2	Installation souterraine	42
3.2.3	Liaisons surface-fond	42
3.2.4	Flux de mise en stockage	43
3.3	<i>Illustration d'architectures intégrant les combustibles usés</i>	43
<b>4.</b>	<b>Axes d'études et de recherches pour la période 2013-2015</b>	<b>46</b>
4.1	<i>Conteneur de stockage</i>	46
4.2	<i>Evaluations du risque de criticité</i>	46
4.3	<i>Architecture et dimensionnement de l'installation souterraine et de la descenderie</i>	47
4.4	<i>Analyses phénoménologiques et de sûreté</i>	47

**Tableaux**

Tableau 2.1-1	Répartition des tonnages et nombres d'assemblages combustibles affectés au stockage direct dans les scénarios du dossier 2005	9
Tableau 2.2-1	Masses et volumes des matériaux pour l'assemblage AFA-2GE UOX/URE	11
Tableau 2.2-2	Masses et volumes des matériaux pour l'assemblage AFA-2GE MOX	11
Tableau 2.2-3	Masses et volumes des matériaux pour l'assemblage AFA-2LE UOX	12
Tableau 2.3-1	Dimensionnement thermique et emprise du stockage de combustibles usés	22
Tableau 3.1-1	Dimensions et masses des assemblages MOX-SPX	26
Tableau 3.1-2	Typologies de combustibles REP	27
Tableau 3.1-3	Scénario variante du SI 2011 : Nombre d'assemblages et tonnage (tML) de combustibles susceptibles d'un stockage direct	28
Tableau 3.1-4	Scénario 2 de l'IN 2012 : Nombre d'assemblages et tonnage (tML) de combustibles susceptibles d'un stockage direct	29
Tableau 3.1-5	Nombres de colis de combustibles	30
Tableau 3.1-6	Dates de déchargement des combustibles des réacteurs et nombres d'assemblages associés pour le scénario variante du SI 2011	31
Tableau 3.1-7	Dates de déchargement des combustibles des réacteurs et nombres d'assemblages associés, pour le scénario 2 de l'IN 2012	31
Tableau 3.1-8	Puissances thermiques des colis de stockage de combustibles à la mise en stockage (scénario « Variante du SI 2011 »)	39
Tableau 3.1-9	Puissances thermiques des colis de stockage de combustibles à la mise en stockage (scénario 2 de l'IN 2012)	40

## Figures

Figure 2.2-1	Exemple d'un assemblage combustible REP	10
Figure 2.2-2	Répartition de l'inventaire total en PA/PF et actinides à vie longue dans les déchets et les combustibles (scénario S2 du dossier 2005)	13
Figure 2.2-3	Répartition de l'inventaire total en <sup>36</sup> Cl et en <sup>129</sup> I dans les déchets et les combustibles (scénario S2 du dossier 2005)	13
Figure 2.2-4	Evolution temporelle des puissances thermiques des combustibles UOX, URE et MOX jusqu'à 10 000 ans	14
Figure 2.3-1	Exemple d'emballage de transport de combustibles nucléaires (photo Areva)	14
Figure 2.3-2	Insert à logements carrés ou cylindriques pour 4 assemblages nus ou mis en étuis	16
Figure 2.3-3	Colis de stockage de grand diamètre pour 4 assemblages UOX ou URE	16
Figure 2.3-4	Colis de stockage de petit diamètre pour 1 assemblage MOX (ou 1 assemblage UOX ou URE)	16
Figure 2.3-5	Réalisation des démonstrateurs de conteneur de stockage	17
Figure 2.3-6	Caractéristiques dimensionnelles d'une hotte de transfert d'un colis de stockage à 4 assemblages	18
Figure 2.3-7	Schéma d'alvéoles de stockage de combustibles usés	19
Figure 2.3-8	Démonstrateur de manutention de colis de combustibles usés, présenté au public à l'Espace technologique du Centre de Meuse/Haute-Marne (à droite, système de coussins d'air disposé sous le colis de combustibles usés à quatre assemblages pour en permettre la translation horizontale)	19
Figure 2.3-9	Mise en alvéole d'un colis de petit diamètre par glissement sur des patins en céramique (image de synthèse)	19
Figure 2.3-10	Principe d'architecture souterraine pour le scénario S2, dossier argile 2005	21
Figure 2.3-11	Configuration géométrique des alvéoles de stockage	21
Figure 3.1-1	Flux de colis primaires HA livrés entre 2075 et 2140, par période de 5 ans (scénario « Variante du SI 2011 »)	33
Figure 3.1-2	Flux et typologies de colis primaires de combustibles, par période de 5 ans (scénario « Variante du SI 2011 »)	34
Figure 3.1-3	Flux et typologies de colis de stockage de combustibles, par période de 5 ans (scénario « Variante du SI 2011 »)	35
Figure 3.1-4	Flux de colis primaires HA livrés entre 2075 et 2140, par période de 5 ans (scénario 2 de l'IN 2012)	36
Figure 3.1-5	Flux et typologies de colis primaires de combustibles, par période de 5 ans (scénario 2 de l'IN 2012)	37
Figure 3.1-6	Flux et typologies de colis de stockage de combustibles, par période de 5 ans (scénario 2 de l'IN 2012)	38
Figure 3.3-1	Illustration d'architecture souterraine pour le scénario « Variante du SI 2011 »	44
Figure 3.3-2	Illustration d'architecture souterraine pour le scénario 2 de l'IN 2012	45

## 1. Contexte, objet

L'article L542 1-2 du code de l'environnement dispose que « *la réduction de la quantité et de la nocivité des déchets radioactifs est recherchée notamment par le traitement des combustibles usés.* ». Le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) 2010-2012 retient que la majorité des combustibles usés constitue des matières valorisables : combustibles usés en attente de traitement UOX (à base d'oxyde d'uranium  $UO_2$ ), URE (à base d'uranium de retraitement), MOX (à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium  $(U-Pu)O_2$ ), RNR (réacteurs à neutrons rapides), Défense nationale.

En conséquence, l'inventaire des déchets destinés à Cigéo se fonde sur le scénario industriel défini par les producteurs de déchets (SI 2011) supposant le traitement de tous les combustibles usés, à l'exception des combustibles du réacteur à eau lourde EL4 (Brennilis) qui représentent un volume limité ( $27 \text{ m}^3$ ) et un potentiel de valorisation insuffisant.

Néanmoins, le PNGMDR 2010-2012 prévoit la réalisation d'études sur les filières possibles de gestion des matières radioactives dans le cas où ces matières seraient à l'avenir requalifiées de déchets. Des études sur le comportement à long terme de combustibles usés UOX et MOX qui seraient stockés sans traitement préalable sont ainsi poursuivies dans le cadre d'un partenariat CEA-EDF-Andra. Par ailleurs, le PNGMDR demande à l'Andra de vérifier « *que les concepts de stockage (en particulier la conception de la descenderie et des puits) restent compatibles avec l'hypothèse du stockage direct des combustibles usés.* »

Le présent document constitue le rapport d'étape à fin 2012 de l'étude relative au stockage direct de combustibles usés. Il concerne les combustibles issus des réacteurs EDF REP et RNR-Superphénix.

Le dossier 2005 argile a montré la faisabilité de principe du stockage direct des combustibles usés UOX, URE et MOX issus des réacteurs à eau pressurisée (REP) dans la couche argileuse du Callovo-Oxfordien étudiée en Meuse/Haute-Marne. Le chapitre 2 du rapport fournit une synthèse de cette étude et ses principaux enseignements.

Les études de conception industrielle Cigéo comprennent une vérification de la compatibilité de l'installation avec un stockage éventuel de combustibles usés. Les principes retenus pour assurer cette compatibilité sont présentés au chapitre 3. Une section de ce chapitre fournit des illustrations de schémas d'architectures intégrant des combustibles usés.

Enfin, le chapitre 4 identifie les axes de travail prévus d'ici 2015 pour la mise à jour de l'étude du stockage direct des combustibles usés.

Il est à noter que si une évolution de la politique électronucléaire conduisait à modifier l'inventaire de Cigéo pour y intégrer des combustibles usés autres que les combustibles EL4, une demande d'autorisation spécifique devrait être déposée par l'Andra.

## 2. Synthèse des études de faisabilité antérieures

Ce chapitre rappelle l'étude de faisabilité du stockage direct de combustibles usés réalisée pour le dossier 2005. Pour ces combustibles, l'Andra a étudié, à titre exploratoire, l'éventualité d'un stockage direct, sans présager des choix de gestion qui pourraient être faits.

Les sections 2.1 et 2.2 rappellent les scénarios étudiés ainsi que l'inventaire et les caractéristiques de combustibles qui en découlent. Les études de faisabilité menées sur ces combustibles sont synthétisées aux sections 2.3 et 2.4.

Les données présentées dans ce chapitre se focalisent sur les combustibles issus des réacteurs REP d'EDF.

Pour mémoire, le dossier 2005 identifiait des combustibles usés autres que ceux provenant des réacteurs REP EDF. Cela comprenait des combustibles du réacteur prototype à eau lourde EL4 (Brennilis), des combustibles usés de la filière de première génération « UNGG », des combustibles

issus des réacteurs Célestin de Marcoule et des combustibles de la propulsion nucléaire. Ces combustibles se caractérisent par un dégagement thermique beaucoup plus faible que celui des combustibles REP, à rapprocher des colis de déchets vitrifiés de Marcoule, et leurs encombrements et masses sont également plus réduits. Leur comportement à court et long terme, en lien notamment avec les différentes problématique de sûreté (chute, criticité, gaz...), a fait l'objet d'études préliminaires. Les calculs d'impact radiologique à long terme se sont fondés sur l'hypothèse d'une activité des combustibles totalement labile, compte tenu de l'état des connaissances du comportement des matériaux constitutifs et de l'inventaire radiologique.

## 2.1 Scénarios d'étude du dossier 2005 argile

Les recherches ayant mené au dossier 2005 ont reposé sur un « modèle d'inventaire » des déchets [Référentiel de connaissances et modèle d'inventaire des colis de déchets à haute activité et à vie longue, Andra 2005]. Ce modèle a été établi par l'Andra à partir de données fournies par les producteurs. Pour prendre en compte les déchets futurs résultant de l'exploitation du parc électronucléaire REP, quatre scénarios avaient été définis avec les producteurs de déchets afin de permettre l'étude de diverses situations, sans préjuger des choix ultérieurs.

Trois scénarios ont pris en compte une hypothèse de non traitement de combustibles REP EDF afin d'explorer les problématiques spécifiques qu'ils poseraient vis-à-vis des techniques de gestion. Ainsi, en parallèle d'un scénario [S1a] dans lequel la totalité des combustibles REP étaient supposés traités<sup>1</sup>, deux scénarios<sup>2</sup> très proches l'un de l'autre [S1b et S1c] considéraient que seuls les combustibles usés UOX et URE étaient traités et que les combustibles MOX faisaient l'objet d'un stockage direct. Enfin, un scénario alternatif [S2] supposait conventionnellement l'arrêt de tout traitement en 2010, ce qui conduisait à étudier le stockage direct de combustibles de différents types (UOX, URE et MOX).

Ces scénarios s'appuyaient sur des hypothèses communes d'exploitation du parc électronucléaire REP, conduisant à un tonnage de 45 000 tML<sup>3</sup> de combustibles à terminaison.

Ces hypothèses sont rappelées ci-après :

- un parc REP constitué de 58 réacteurs en exploitation (34 réacteurs 900 MWe, 20 réacteurs 1 300 MWe et 4 réacteurs 1 450 MWe) ;
- une durée de vie uniforme de 40 ans pour l'ensemble des réacteurs ;
- une production d'électricité d'origine nucléaire voisine de 400 TWhe/an en moyenne, soit une production électrique cumulée de 16 000 TWhe pour 40 ans d'exploitation du parc ;
- une montée progressive des taux de combustion thermique (TCT) des combustibles en réacteurs ;
- des gestions de combustibles (typologie des assemblages, enrichissement, TCT) identiques dans les quatre scénarios.

Une première étape a consisté à borner le périmètre de combustibles à étudier, sachant qu'il existerait, à la période possible de stockage de ces combustibles, une variété importante d'assemblages en termes d'enrichissement initial, de taux de combustion, de modes de gestion (nombre et durée des cycles) et de matrices céramiques.

<sup>1</sup> Ce scénario supposait la valorisation du plutonium dans un nouveau parc électronucléaire dont les déchets n'étaient pas pris en compte dans le modèle d'inventaire.

<sup>2</sup> Les scénarios S1b et S1c ont été distingués pour étudier, dans le scénario S1b, la possibilité d'augmenter la concentration de déchets dans les verres, ce qui a pour conséquence un dégagement thermique des colis légèrement supérieur.

<sup>3</sup> tML : tonne de métal lourd.

EDF a retenu en lien avec l'Andra les typologies caractéristiques suivantes :

- **UOX2** : matrice  $U_{nat}O_2$ , enrichissement initial de 3,70 % en uranium 235 ( $^{235}U$ ), taux de combustion thermique (TCT) moyen de 45 GWj/t ;
- **URE** : matrice  $U_{RT}O_2$ , enrichissement initial de 4,10 % en  $^{235}U$ , TCT moyen de 45 GWj/t ;
- **UOX3 (HTC<sup>4</sup>)** : matrice  $U_{nat}O_2$ , enrichissement initial de 4,50 % en  $^{235}U$ , TCT moyen de 55 GWj/t ;
- **MOX-Parité** : matrice oxyde mixte  $(U-Pu)O_2$  élaborée à partir d'un support en uranium appauvri (0,225 % en uranium 235) additionné de dioxyde de plutonium (8,65 % Pu), TCT moyen de 48 GWj/t.

Le combustible REP « UOX1 » (TCT à 33 GWj/t) étant supposé entièrement traité à l'échéance d'un stockage direct éventuel de combustibles, ces quatre typologies de combustibles visaient à couvrir l'ensemble des combustibles utilisés dans les réacteurs EDF, y compris ceux des gestions transitoires, hybrides ou limitées à certaines tranches. Elles englobaient également des combustibles prévus d'être utilisés à moyen terme dans certains réacteurs, avec le MOX-Parité et l'UOX3 dont les premières recharges étaient planifiées après 2005. En revanche, les combustibles prospectifs HTC 2<sup>ème</sup> phase (4,95 % en  $^{235}U$ , TCT > à 60 GWj/t), envisagés dans les années 2000 par EDF, n'ont pas été retenus du fait du caractère encore hypothétique de telles gestions. Ces combustibles ont néanmoins fait l'objet d'une étude Andra succincte sur le plan radiologique et thermique.

Les différences et spécificités inhérentes aux processus de fabrication de l'assemblage (tels que la conception, le choix des alliages de structure et de leur traitement métallurgique et thermique éventuel, leurs teneurs en impuretés) ont fait l'objet d'analyses de la part d'EDF. La conception FRAGEMA a été estimée représentative de la totalité des combustibles potentiellement destinés au stockage direct. En considérant l'alliage de zirconium-niobium comportant du niobium à hauteur de 1 % (représenté par l'alliage M5<sup>®</sup>) comme alternative à l'alliage de zirconium-étain (zircaloy 4) pour certains éléments de structure de l'assemblage, notamment les gaines des crayons combustibles, l'assemblage AFA<sup>5</sup> de 2<sup>ème</sup> génération a constitué ainsi la référence de l'étude.

Les tonnages et nombres d'assemblages combustibles affectés au stockage direct, dans les scénarios du dossier 2005, sont donnés au Tableau 2.1-1. En plus de combustibles usés, le scénario S2 comprend 168 265 colis primaires MAVL et 14 680 colis HA vitrifiés, alors que les scénarios S1a/b/c comportent respectivement 199 815/197 115/197 115 colis MAVL et 36 320/36 220/42 470 colis HA vitrifiés.

<sup>4</sup> HTC : Haut Taux de Combustion

<sup>5</sup> AFA : Advanced Fuel Assembly

Tableau 2.1-1 Répartition des tonnages et nombres d'assemblages combustibles affectés au stockage direct dans les scénarios du dossier 2005

Type de combustible	S1a		S1b, S1c		S2	
	Tonnage (tML)	Nombre d'assemblages	Tonnage (tML)	Nombre d'assemblages <sup>6</sup>	Tonnage (tML)	Nombre d'assemblages
UOX2	0	0	0	0	12 500	25 000
UOX3	0	0	0	0	14 000	28 000
URE	0	0	0	0	500	1 000
MOX	0	0	2 700	5 400	2 000	4 000
<b>Total</b>	<b>0</b>	<b>0</b>	<b>2 700</b>	<b>5 400</b>	<b>29 000</b>	<b>58 000</b>

## 2.2 Principales caractéristiques de l'assemblage REP

L'assemblage REP de référence (voir Figure 2.2-1 ), dont le choix a été justifié supra, est un assemblage à tubes-guides épaissis et à gainage en alliage de zirconium (zircaloy 4 ou M5®) d'appellation commerciale AFA-2GE pour le palier 900 MWe et AFA-2LE pour les paliers 1300 MWe/1450 MWe. A noter que le design « AFA-3G ou 3L » en diffère légèrement, principalement au niveau des embouts et c'est essentiellement sous l'angle métallurgique que des évolutions sont attendues.

L'assemblage est composé d'une structure métallique rigide (squelette) qui supporte 264 crayons géométriquement identiques répartis dans un réseau carré de 289 logements.

Le squelette se compose des éléments suivants :

- 2 embouts mécano-soudés, fixés à chaque extrémité des tubes-guides, assurant le positionnement dans le cœur ;
- 24 tubes permettant le guidage des crayons de grappes (tubes-guides) et supportant les grilles qui constituent l'ossature de la structure ;
- 1 tube d'instrumentation central dédié au guidage d'une micro-chambre de mesure de flux ;
- 8 (AFA-2GE) ou 10 (AFA-2LE) grilles d'espacement assurant le maintien axial et radial des crayons par un système ressort-bossette.

Le crayon combustible est un système initialement étanche, destiné à confiner les produits radioactifs en limitant leur diffusion et leur migration dans le fluide caloporteur. Il est constitué :

- d'une gaine métallique cylindrique fermée en parties haute et basse par deux bouchons soudés (le bouchon supérieur présente un queusot, obturé après remplissage du crayon en hélium) ;
- d'un empilement de pastilles combustibles sur environ 95% de la hauteur du crayon ;
- d'un ressort hélicoïdal en partie supérieure de l'empilement des pastilles combustibles assurant son maintien axial lors des manutentions.

<sup>6</sup> Un assemblage 900 MWe (resp. 1300 MWe/1450 MWe) contient environ 0,46 tML (resp. 0,54 tML).

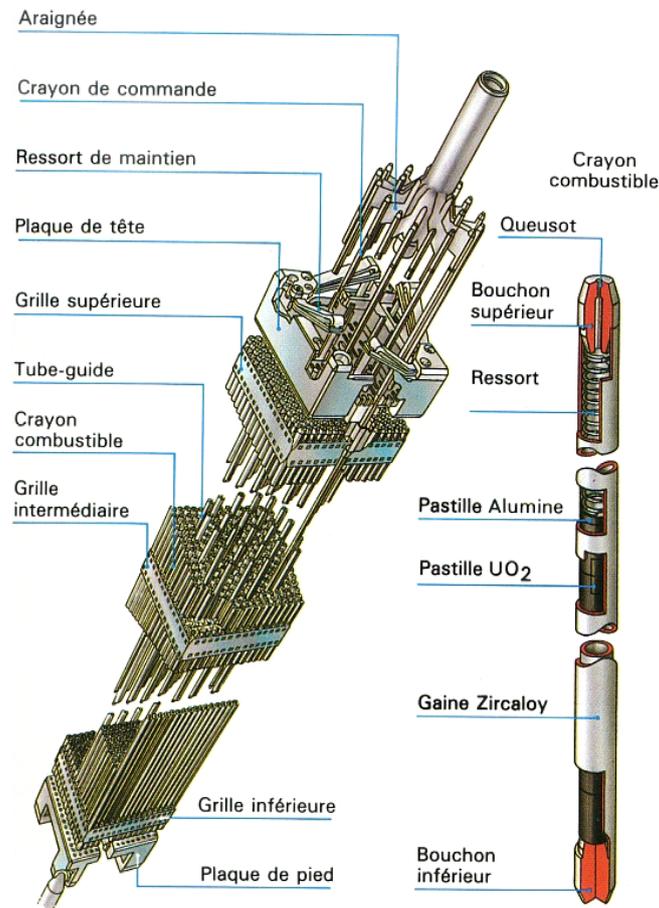


Figure 2.2-1 Exemple d'un assemblage combustible REP

Les caractéristiques géométriques communes aux assemblages combustibles 900 MWe et 1 300 MWe / 1 450 MWe sont :

- la configuration : réseau 17x17 à pas de 12,6 mm, section 214x214 mm ;
- l'emplacement des 24 tubes-guides et du tube d'instrumentation central constitués d'un cylindre de diamètre extérieur 12,45 mm et d'épaisseur 0,50 mm ;
- la disposition des 264 crayons constitués d'un tube cylindrique de diamètre extérieur 9,50 mm et d'épaisseur 0,57 mm contenant les pastilles de diamètre 8,19 mm.

Les différences géométriques entre l'AFA-2GE et l'AFA-2LE sont essentiellement le nombre de grilles intermédiaires (8 ou 10) et la hauteur des crayons. Les hauteurs totales des assemblages, après irradiation, sont de 4 120 mm pour l'AFA-2GE et 4 870 mm pour l'AFA-2LE.

Les masses et les volumes des matériaux constitutifs des assemblages AFA-2GE sont donnés au Tableau 2.2-1 et au Tableau 2.2-2 ainsi qu'au Tableau 2.2-3 pour l'assemblage AFA-2LE.

Tableau 2.2-1 *Masses et volumes des matériaux pour l'assemblage AFA-2GE UOX/URE*

Matériau	Masse		Volume	
	Kilogramme	%	Litre	%
Céramique UO <sub>2</sub>	521,2	78,9	50,1	70,0
Alliage de zirconium <sup>7</sup>	125,6	18,3	19,2	26,8
Alliage de nickel (inconel 718)	2,1	0,3	0,3	0,3
Acier inoxydable AISI 302	3	0,5	0,4	0,5
Aciers inoxydables AISI 304/304L	13,4	2,0	1,7	2,3
<b>Total assemblage</b>	<b>env. 665 kg</b>		<b>réel : env. 72 litres apparent : env. 188 litres</b>	

Tableau 2.2-2 *Masses et volumes des matériaux pour l'assemblage AFA-2GE MOX*

Matériau	Masse		Volume	
	Kilogramme	%	Litre	%
Céramique (U-Pu)O <sub>2</sub>	513,9	77,9	49,3	69,4
Alliage de zirconium	125,6	19,0	19,2	27,0
Alliage de nickel (inconel 718)	2,1	0,3	0,3	0,3
Acier inoxydable AISI 302	3	0,5	0,4	0,5
Aciers inoxydables AISI 304/304L	15,1	2,3	1,9	2,7
<b>Total assemblage</b>	<b>env. 660 kg</b>		<b>réel : env. 71 litres apparent : env. 188 litres</b>	

<sup>7</sup> Les masses indiquées correspondent au zircaloy 4. Elles sont reconduites à l'identique pour l'alliage M5®, la géométrie des crayons et des structures étant supposée inchangée.

Tableau 2.2-3 *Masses et volumes des matériaux pour l'assemblage AFA-2LE UOX*

Matériau	Masse		Volume	
	Kilogramme	%	Litre	%
Céramique UO <sub>2</sub>	608,1	78,3	58,4	70,0
Alliage de zirconium	146,2	18,8	22,3	26,7
Alliage de nickel (inconel 718)	2,5	0,3	0,3	0,3
Acier inoxydable AISI 302	2,7	0,4	0,3	0,4
Aciers inoxydables AISI 304/304L	16,8	2,2	2,1	2,5
<b>Total assemblage</b>	<b>env. 775 kg</b>		<b>réel : env. 83 litres apparent : env. 222 litres</b>	

De par le principe même du traitement des combustibles usés, une différence essentielle entre les combustibles non traités et les déchets HA vitrifiés est le contenu des premiers en uranium et en plutonium, ainsi qu'en américium 241 produit par filiation radioactive du plutonium 241 au sein des combustibles.

La Figure 2.2-2 illustre la répartition de l'inventaire total en produits d'activation (PA), produits de fission (PF) et actinides à vie longue dans les déchets MAVL, les déchets HA vitrifiés et les combustibles, pour le scénario S2 du dossier 2005.

Vis-à-vis de l'impact radiologique à long terme, les produits d'activation et les produits de fission se caractérisent par une plus grande mobilité que les actinides. Cela concerne notamment l'iode 129 (<sup>129</sup>I) et le chlore 36 (<sup>36</sup>Cl). La Figure 2.2-3 illustre la répartition de ces deux isotopes dans les déchets et les combustibles.

La radioactivité des combustibles usés UOX, URE et MOX génère un dégagement thermique. L'évolution temporelle des puissances thermiques des combustibles, après leur déchargement des réacteurs, est illustrée à la Figure 2.2-4.

Les différences par rapport aux déchets HA vitrifiés sont une contribution forte du plutonium à la thermicité des combustibles ; celle-ci se traduit par une décroissance moins rapide, due à la période des isotopes impliqués, principalement l'américium 241 (<sup>241</sup>Am) qui provient par filiation du plutonium 241 (<sup>241</sup>Pu). A partir de 2 000 ans, les isotopes <sup>239</sup>Pu et <sup>240</sup>Pu contribuent majoritairement à la thermicité résiduelle des combustibles. La Figure 2.2-4 illustre le profil thermique particulier des combustibles MOX qui résulte de la quantité d'actinides présente.

A l'instar des déchets HA vitrifiés issus de leur traitement, la thermicité des combustibles usés impose un entreposage préalable pour décroissance avant leur mise en stockage (voir la section 2.3.3).

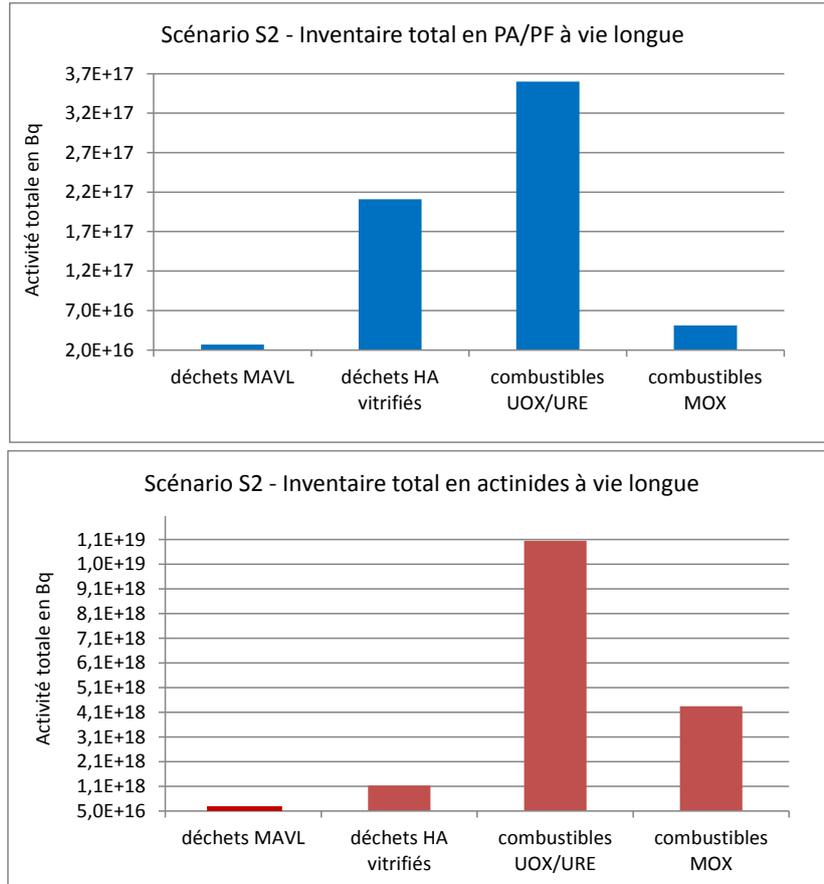


Figure 2.2-2 Répartition de l'inventaire total en PA/PF et actinides à vie longue dans les déchets et les combustibles (scénario S2 du dossier 2005)

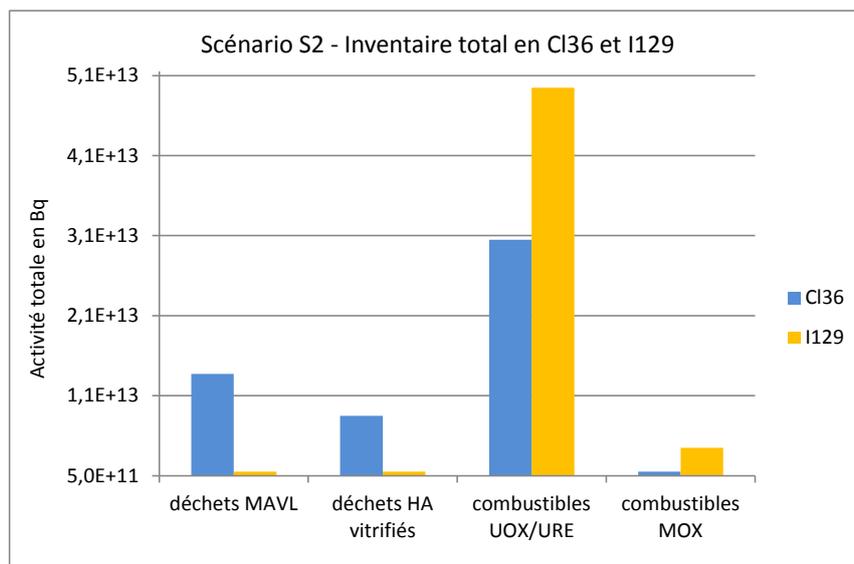


Figure 2.2-3 Répartition de l'inventaire total en <sup>36</sup>Cl et en <sup>129</sup>I dans les déchets et les combustibles (scénario S2 du dossier 2005)

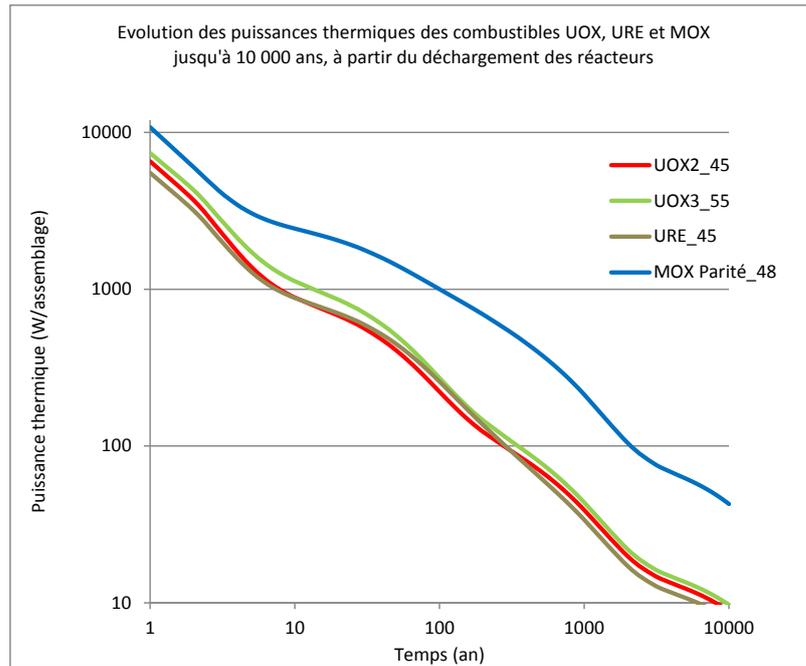


Figure 2.2-4

*Evolution temporelle des puissances thermiques des combustibles UOX, URE et MOX jusqu'à 10 000 ans*

## 2.3 Concept de stockage de combustibles usés

En comparaison avec les déchets HA vitrifiés, les spécificités des combustibles usés sont leurs grandes dimensions, la part augmentée des actinides dans leur dégagement thermique, le risque de criticité induit par leur contenu en matières fissiles, un inventaire plus élevé en iode radioactif, ainsi qu'une part plus ou moins grande d'activité qui doit être considérée comme labile. Les sections suivantes précisent comment ces spécificités ont été prises en compte dans les études de faisabilité du stockage.

### 2.3.1 Les colis de stockage de combustibles usés

L'étude de faisabilité du stockage direct des combustibles usés présentée en 2005 s'est fondée sur deux hypothèses possibles concernant la livraison des assemblages sur le site de stockage : (i) livraison d'assemblages nus à l'intérieur de l'emballage de transport (Figure 2.3-1), (ii) livraison d'assemblages conditionnés dans des étuis cylindriques individuels en acier inoxydable, eux-mêmes placés dans l'emballage de transport. Dans ces deux cas d'étude, les assemblages combustibles sont considérés dans leur forme intégrale initiale. La possibilité de « désassembler », voire de sectionner les assemblages, n'a pas été étudiée.

A l'arrivée sur le site de stockage, les assemblages nus ou en étuis sont déchargés de l'emballage de transport<sup>8</sup>, contrôlés puis placés en conteneur de stockage. L'ensemble « conteneur + assemblage(s) nu(s) ou en étui(s) » constitue un colis de stockage.



Figure 2.3-1

*Exemple d'emballage de transport de combustibles nucléaires (photo Areva)*

<sup>8</sup> L'emballage de transport est ensuite réexpédié pour permettre un nouveau transport.

Le conteneur de stockage de combustibles usés protège les assemblages d'une arrivée d'eau durant la phase thermique. A l'instar des surconteneurs étudiés pour les déchets HA vitrifiés, un acier non ou faiblement allié en forte épaisseur a été retenu pour le caractère maîtrisé et prédictible de son processus de corrosion ainsi que pour l'expérience industrielle en matière de mise en forme et de soudabilité.

Deux modèles de conteneurs de stockage ont été étudiés. Ils se différencient par leur géométrie et par leur aménagement interne suivant le nombre d'assemblages combustibles qu'ils regroupent et le conditionnement des assemblages (nus ou en étuis individuels). La capacité du conteneur a été fixée à quatre assemblages UOX/URE ou à un assemblage MOX de manière à limiter la charge thermique. Cette option permet par ailleurs de limiter la masse des colis.

Le premier modèle étudié est un conteneur de grand diamètre ( $\varnothing$  1255 mm pour une épaisseur d'acier de 110 mm) permettant de regrouper 4 assemblages de combustibles de type UOX/URE. Sa longueur varie suivant les assemblages combustibles qu'il contient : 4 500 mm pour le colis regroupant des assemblages combustibles UOX ou URE « courts » issus des réacteurs 900 MWe et 5 400 mm pour le colis regroupant des assemblages combustibles UOX « longs » issus des réacteurs 1 300 MWe et 1 450 MWe. Le corps du conteneur de grand diamètre est doté d'un insert en fonte dans lequel quatre logements de section carrée ou circulaire sont pratiqués, suivant la présence ou non d'un étui autour des assemblages (Figure 2.3-2). Cet insert contribue à la tenue mécanique du conteneur. Par ailleurs, il permet la séparation des assemblages et contribue à la maîtrise du risque de criticité.

Le second modèle est un conteneur de plus petit diamètre ( $\varnothing$  620 mm pour une épaisseur d'acier de 120 mm) et de longueur égale à 4 500 mm ; il est destiné à recevoir un seul assemblage combustible « court » MOX. Comme indiqué supra, ce même modèle de conteneur peut être utilisé pour les assemblages UOX ou URE présentant une réactivité plus élevée, du fait d'un plus faible taux d'irradiation, moyennant un ajustement de sa longueur pour les assemblages UOX longs.

Suivant leur contenu (nombre d'assemblages, assemblages courts ou longs, assemblages « nus » ou en étuis), la masse des colis de stockage varie entre 35 à 43 tonnes pour les colis de grand diamètre et de 8 à 10 tonnes pour les colis de petit diamètre (Figure 2.3-3 et Figure 2.3-4).

Une des particularités des colis de stockage de combustibles est donc leur grande longueur et leur masse importante. A titre de comparaison, le colis de stockage HA (pour les CSD-V R7/T7) a une longueur de 1 607 mm (pour un diamètre hors tout de 590 mm) et sa masse est inférieure à 2 tonnes.

L'interface de manutention du colis de stockage de combustibles est constituée par une gorge usinée dans son couvercle permettant ainsi sa préhension à l'aide d'un grappin.

Des démonstrateurs du modèle de conteneur à quatre assemblages ont été réalisés à l'échelle 1, dans le cadre d'une coopération entre l'Andra, le CEA et EDF (Figure 2.3-5). Les grandes dimensions du modèle à quatre assemblages et la présence d'un insert en fonte ont conduit à retenir ce modèle, technologiquement plus complexe, pour la réalisation des démonstrateurs.

Le processus de fabrication du colis de stockage comprend deux phases. La première concerne la fabrication en usine des composants du conteneur. La seconde phase comprend la mise en place des assemblages combustibles dans le conteneur et la fermeture du colis de stockage par soudage pleine pénétration de son couvercle. Cette seconde phase doit être réalisée en cellule blindée compte tenu des rayonnements émis par les assemblages<sup>9</sup>. La première opération de la seconde phase est le chargement des assemblages combustibles dans le conteneur. Un jeu fonctionnel permet d'effectuer ce chargement verticalement, de manière simple, en s'affranchissant des tolérances de fabrication du conteneur et des tolérances relatives aux assemblages nus ou en étuis. L'opération suivante est le soudage d'une étape intermédiaire constituant une barrière de confinement vis-à-vis d'une contamination qui pourrait être issue des assemblages nus ainsi qu'une barrière d'étanchéité au moment de l'opération de mise sous vide qui est nécessaire pour réaliser la soudure du couvercle par faisceau d'électrons. Le couvercle peut ensuite être posé sur le corps du conteneur. Puis l'ensemble est introduit dans une enceinte dans laquelle le vide est effectué. Le conteneur est alors mis en rotation, et le soudage orbital du couvercle effectué par faisceaux d'électrons.

<sup>9</sup> Les démonstrateurs de conteneur ont été réalisés sans mise en œuvre d'assemblages irradiants.

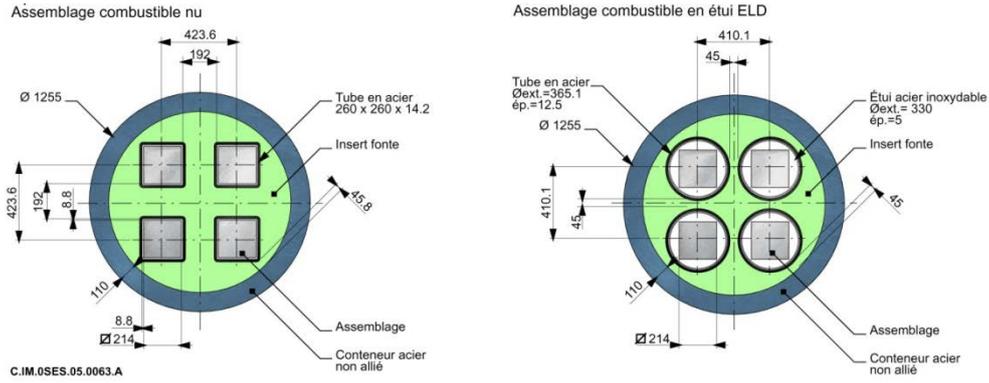


Figure 2.3-2 Insert à logements carrés ou cylindriques pour 4 assemblages nus ou mis en étuis

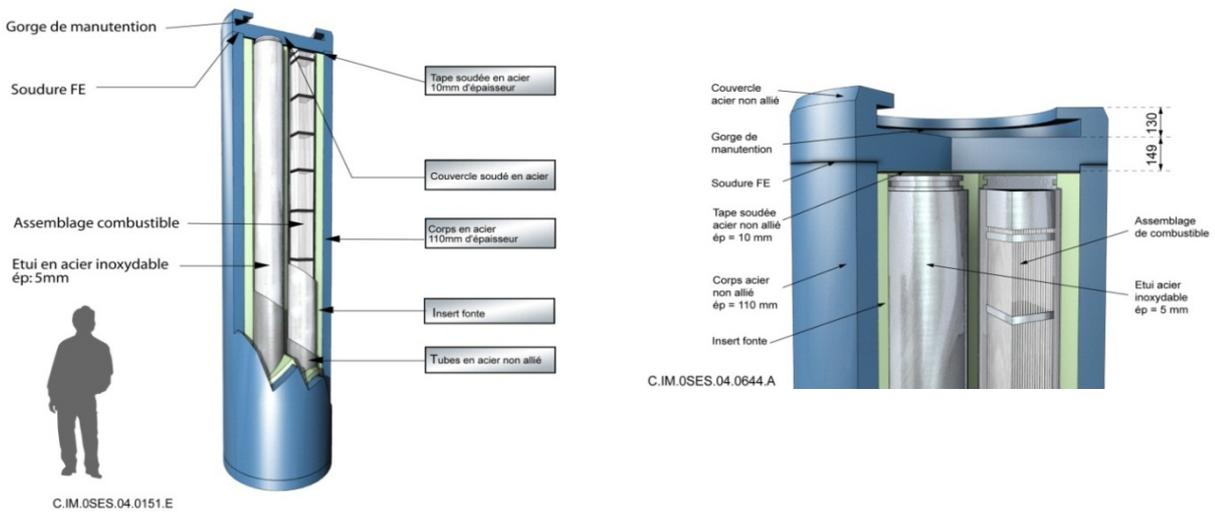


Figure 2.3-3 Colis de stockage de grand diamètre pour 4 assemblages UOX ou URE

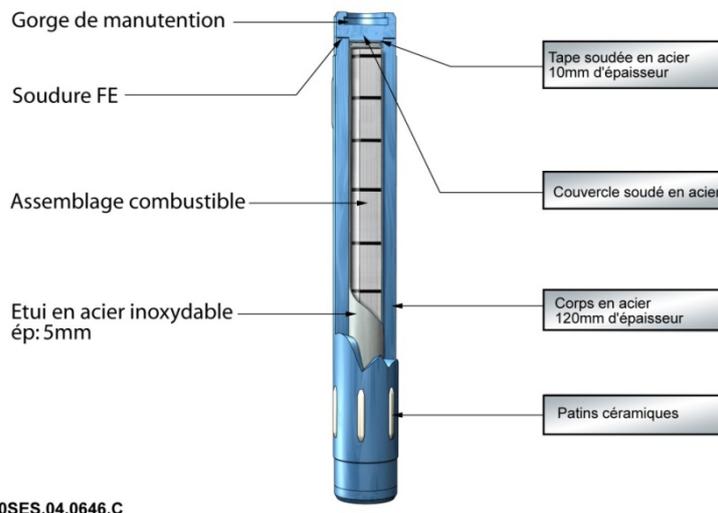


Figure 2.3-4 Colis de stockage de petit diamètre pour 1 assemblage MOX (ou 1 assemblage UOX ou URE)



Etirage de la virole en acier



Forgeage de la virole



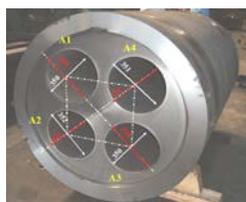
Manutention d'une virole achevée



Préparation du moule de coulée de l'insert en fonte



Coulée de l'insert en fonte dans la virole



Contrôles de gabarit



Démonstrateurs terminés (modèle pour étuis cylindriques)

Figure 2.3-5 Réalisation des démonstrateurs de conteneur de stockage

### 2.3.2 Les alvéoles de stockage de combustibles usés

Les principes de conception des alvéoles de stockage de colis de combustibles usés sont similaires aux déchets HA vitrifiés. Afin de favoriser la dissipation de la chaleur dégagée par les colis, les alvéoles sont des microtunnels sub-horizontaux, à une seule file de colis dans la section. Ces alvéoles sont implantés en partie médiane de la couche argileuse du Callovo-Oxfordien. Des intercalaires sont placés entre les colis de combustibles de manière à mieux répartir la chaleur dans la roche (voir infra). L'alvéole de combustibles usés est représenté à la Figure 2.3-7. Un chemisage métallique maintient un jeu de manutention autour des colis pour leur mise en alvéole et leur retrait éventuel dans le cadre de la réversibilité. Dans l'étude présentée en 2005, un tampon d'argile gonflante<sup>10</sup> était interposé entre les argilites et le chemisage. Cela conduisait à un diamètre d'alvéole d'environ 3,3 m pour l'alvéole accueillant les combustibles UOX/URE et 2,6 m pour l'alvéole de combustibles MOX. La tête d'alvéole est destinée à recevoir un bouchon.

Les galeries d'accès aux alvéoles sont dimensionnées par les nécessités de la manutention des colis de combustibles usés. Ces derniers sont transférés à l'unité dans les galeries à l'aide d'un emballage de transfert blindé, dénommé hotte (Figure 2.3-6). La longueur des hottes conduit à les transférer en long. Il faut en conséquence les faire tourner ou pivoter pour introduire les colis de combustibles usés dans l'alvéole.

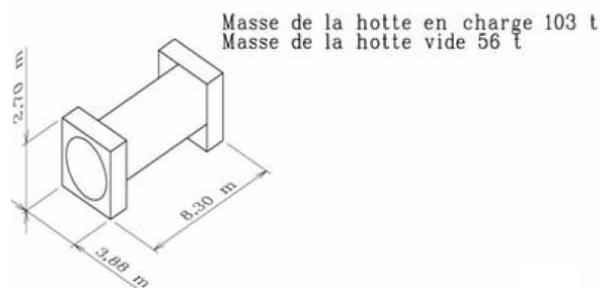


Figure 2.3-6 *Caractéristiques dimensionnelles d'une hotte de transfert d'un colis de stockage à 4 assemblages*

Pour la section courante, le gabarit de passage de l'engin de transfert des colis de combustibles usés est d'environ 4 m par 4 m, conduisant à une section courante de galerie proche des galeries d'accès aux alvéoles de déchets HA vitrifiés.

Différentes solutions ont été envisagées pour l'extraction du colis de combustibles usés hors de la hotte et son introduction dans l'alvéole. Dans le cas de la solution par pivotement, l'opération s'effectue dans une « chambre d'accostage », élargissant la galerie d'accès au droit des alvéoles. Les dimensions des colis conduisent à des chambres d'environ 10 m de diamètre. Une autre solution consiste à faire tourner progressivement le conteneur en même temps qu'il s'engage dans la tête d'alvéole. Ce principe réduit la taille des ouvrages. Il a été testé par SKB au laboratoire souterrain d'Aspö (Suède) dans une configuration d'alvéoles verticaux.

Pour translater horizontalement le colis de combustibles usés à l'intérieur de l'alvéole, la masse et le diamètre du colis à quatre assemblages ont conduit à privilégier le principe de manutention par un système à coussin d'air. Le colis est mis en sustentation et poussé par un robot par pas successifs d'un mètre. A chaque cycle, le colis est déposé sur des rails fixés en partie inférieure du chemisage de l'alvéole de stockage. Ce principe a fait l'objet d'un démonstrateur à l'échelle 1 en surface, réalisé par l'Andra dans le cadre du projet européen « Esdred » (Figure 2.3-8)

Pour le colis de stockage de petit diamètre (un seul assemblage), le principe de mise en alvéole est identique à celui adopté pour les colis de stockage des déchets HA vitrifiés, les diamètres de ces deux colis étant proches. Les colis de stockage sont munis de patins en céramique et sont poussés par simple glissement sur l'intrados du chemisage métallique de l'alvéole de stockage grâce à un robot. Ce principe est illustré à la Figure 2.3-9.

<sup>10</sup> La question du maintien ou non de ce tampon argileux, et le cas échéant de l'épaisseur à lui conférer, sera instruite à partir de 2013 (voir le chapitre 4).

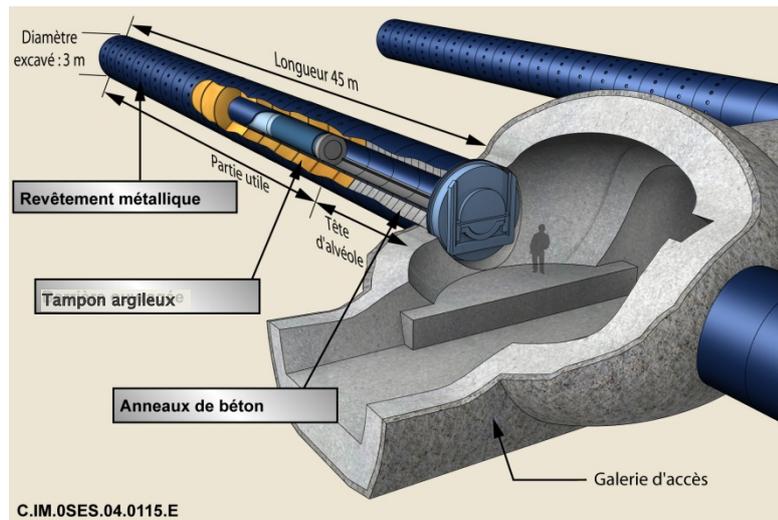


Figure 2.3-7 Schéma d'alvéoles de stockage de combustibles usés



Figure 2.3-8 Démonstrateur de maintenance de colis de combustibles usés, présenté au public à l'Espace technologique du Centre de Meuse/Haute-Marne (à droite, système de coussins d'air disposé sous le colis de combustibles usés à quatre assemblages pour permettre la translation horizontale)

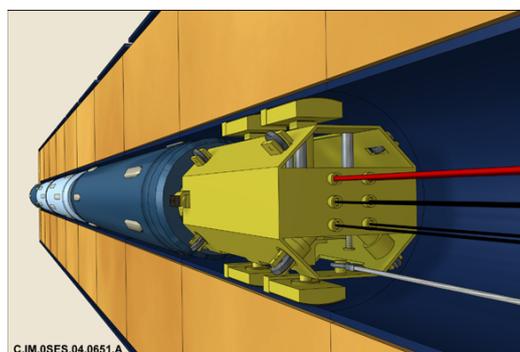


Figure 2.3-9 Mise en alvéole d'un colis de petit diamètre par glissement sur des patins en céramique (image de synthèse)

### 2.3.3 L'architecture du stockage

Pour l'étude de faisabilité présentée en 2005, l'Andra avait retenu par simplification de stocker les combustibles usés dans des zones distinctes de celles qui accueilleraient les colis de déchets vitrifiés fortement exothermiques (verres R7/T7 de La Hague). Ainsi les architectures du dossier 2005 comprennent des zones dédiées aux combustibles UOX/URE et aux combustibles MOX. Seules les liaisons d'accès aux installations souterraines, et certaines installations de surface, ont été considérées pouvoir être utilisées, le cas échéant, à la fois pour les combustibles usés et pour les autres déchets. La Figure 2.3-10 présente un principe d'architecture souterraine pour le scénario S2.

Comme pour les déchets, la réalisation des zones de stockage de combustibles usés s'effectue progressivement par tranches, impliquant pendant la phase d'exploitation la co-existence au fond d'une partie en travaux et d'une partie en exploitation nucléaires<sup>11</sup>. La fermeture s'effectue par étapes successives avec la possibilité de temporiser chaque étape. La progressivité des opérations ainsi que la flexibilité et l'adaptabilité de l'architecture contribuent à la réversibilité du stockage.

Au sein des zones de stockage de combustibles usés, les galeries et alvéoles sont disposés suivant un maillage rectangulaire dimensionné pour dissiper la chaleur dégagée par les combustibles.

Le dimensionnement thermique vise à circonscrire l'échauffement des argilites du Callovo-Oxfordien à un niveau compatible avec le maintien de ses caractéristiques mobilisées pour la sûreté du stockage. Pour ce faire l'Andra a retenu de limiter la température à 90 °C au contact de l'alvéole de stockage et de la roche. En effet une hausse de température peut engendrer des processus couplés complexes pour des températures supérieures à 100 °C dans la roche. Elle pourrait aussi provoquer des transformations minéralogiques irréversibles si de trop fortes températures étaient atteintes sur de trop longues durées. L'Andra a vérifié que le dimensionnement résultant du critère de 90 °C au contact de la roche permet aussi de maîtriser les effets thermomécaniques à grande échelle dans le milieu.

Le respect de ce critère implique une phase préalable d'entreposage de décroissance des assemblages avant leur mise en stockage. Les études de faisabilité présentées en 2005 se sont ainsi fondées sur une durée d'entreposage de 60 ans pour les assemblages UOX/URE et 90 ans pour les assemblages MOX.

Cela conduit aux puissances thermiques suivantes des colis de combustibles lors de leur mise en stockage :

- 1 400 W pour le colis regroupant quatre assemblages UOX/URE AFA-2GE « courts » ;
- 1 600 W pour le colis regroupant quatre assemblages UOX AFA-2LE « longs » ;
- 1 100 W pour le colis contenant un assemblage MOX AFA-2GE « court ».

Partant de ces puissances thermiques, le dimensionnement thermique des alvéoles de stockage consiste à éloigner suffisamment les colis de stockage de combustibles usés les uns des autres pour respecter le critère de 90 °C. Il s'agit de déterminer, pour une longueur utile d'alvéole (L<sub>ua</sub>) donnée (voir Figure 2.3-11) :

- le nombre (N) de colis de stockage par alvéole qui résulte de l'espacement entre colis par l'interposition d'intercalaires ;
- l'entraxe entre deux alvéoles adjacents (P<sub>x</sub>) ;
- la distance entre fonds d'alvéoles (D<sub>y</sub>).

Le dimensionnement thermique a été réalisé au moyen de simulations numériques aux éléments finis. Les modes de transfert thermique pris en compte sont la conduction<sup>12</sup>, la convection et le rayonnement<sup>13</sup>. Les caractéristiques géométriques des alvéoles ressortant du dimensionnement thermique présenté en 2005 sont données au Tableau 2.3-1.

<sup>11</sup> Ces deux zones sont gérées de manière séparée afin de réduire les risques associés à la co-activité.

<sup>12</sup> La conduction est modélisée pour l'ensemble des matériaux constituant l'alvéole.

<sup>13</sup> Le rayonnement et la conduction sont pris en compte entre toutes les composantes séparées par des « lames d'air » (jeux fonctionnels, fonds d'alvéole...).

L'emprise souterraine d'un stockage de combustibles usés est nettement plus grande que celle du stockage des déchets résultant de leur traitement (le plutonium séparé étant supposé intégralement valorisé). Cela résulte de l'activité supérieure en américium 241 produit par la désintégration radioactive du plutonium ( $^{241}\text{Pu}$ ), induisant une charge thermique plus élevée.

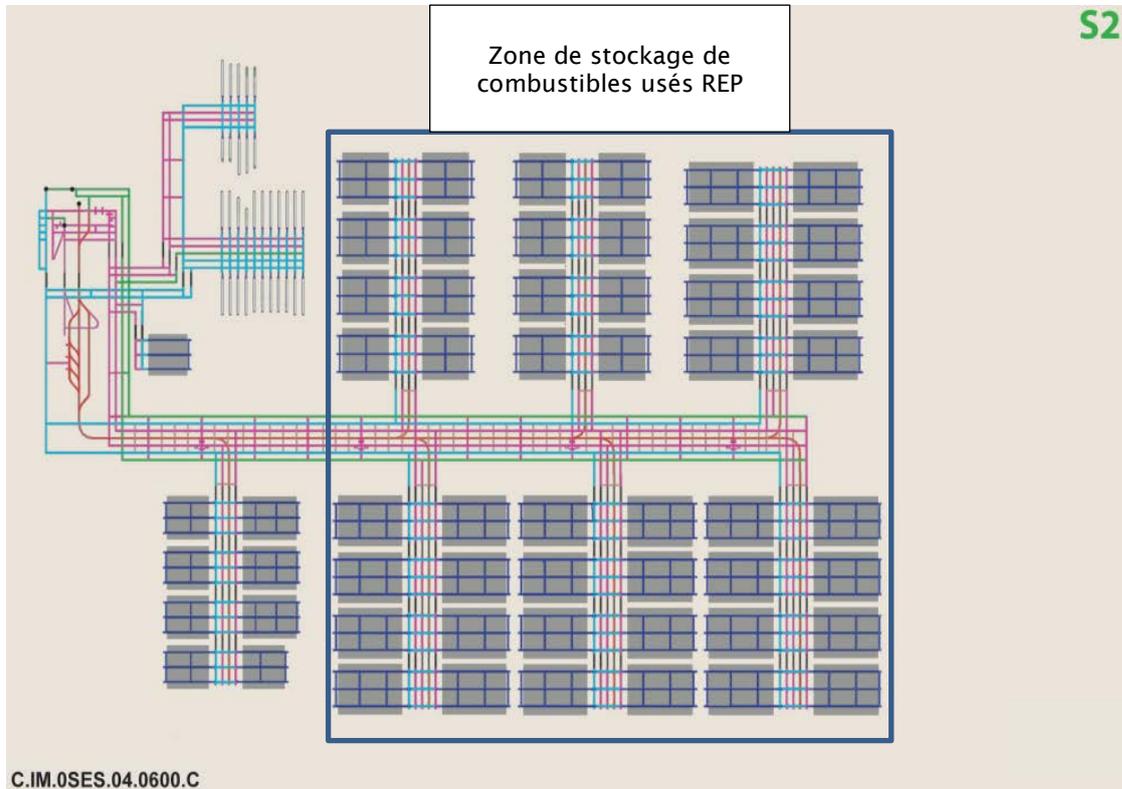


Figure 2.3-10 Principe d'architecture souterraine pour le scénario S2, dossier argile 2005

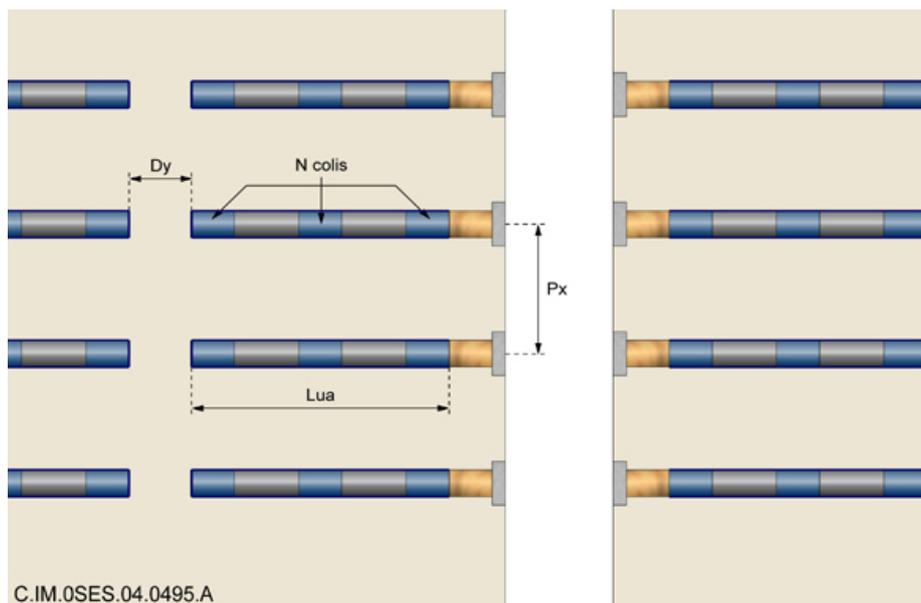


Figure 2.3-11 Configuration géométrique des alvéoles de stockage

Tableau 2.3-1 Dimensionnement thermique et emprise du stockage de combustibles usés

Configuration	Colis à 4 assemblages UOX longs	Colis à 4 assemblages UOX/URE courts	Colis à 1 assemblage MOX
Durée d'entreposage (an)	60	60	90
Puissance thermique (W/colis)	1 600	1 400	1 100
Emprise horizontale (m <sup>2</sup> /colis stocké)	385	301	346
N : nombre de colis par alvéole	3	4	3
Px (m) : entraxe entre alvéoles	22,5	22,5	24
Dy (m) : distance entre fonds d'alvéoles	20	20	20
Lua (m) : longueur utile de l'alvéole	32	32	34,5
Pc (m) : pas entre colis	7,5	4,2	10,3

## 2.4 Evaluations phénoménologiques et de sûreté

Le dossier argile 2005, s'appuyant sur une analyse de l'évolution phénoménologique du stockage, comporte deux analyses de la sûreté du stockage, l'une relative à la phase d'exploitation, qui s'apparente à une démarche classique d'évaluation de sûreté d'une installation nucléaire de base, l'autre relative à l'évolution après la fermeture.

### 2.4.1 Fonctions de sûreté

D'une manière générale les fonctions de sûreté du stockage sont les mêmes pour les combustibles usés que pour les autres déchets.

En exploitation, il s'agit principalement de confiner les substances radioactives, de manière à se prémunir contre le risque de dispersion de ces substances, de protéger les personnes contre l'exposition aux rayonnements ionisants, de maîtriser la sûreté vis-à-vis du risque de criticité, en fonctionnement normal et accidentel, d'évacuer la puissance thermique des combustibles usés et d'évacuer les gaz susceptibles de se former dans le stockage. Dans l'installation souterraine, ces fonctions sont réalisées notamment par le colis de stockage et par les moyens d'exploitation (hotte de transfert, operculaires fermant les alvéoles de stockage, ventilation). Les colis de combustibles ne se distinguent pas de ce point de vue des colis HA vitrifiés à l'exception, d'une part, des masses plus lourdes à manutentionner, nécessitant de porter une attention particulière aux risques de chute, de collision et d'incendie, d'autre part, du risque de criticité associé au contenu en matières fissiles (voir section 2.4.2).

Après fermeture, outre la fonction consistant à isoler les déchets des phénomènes de surface et des intrusions humaines, les fonctions de sûreté principales du stockage, destinées à protéger l'homme et l'environnement d'un transfert de radionucléides depuis les déchets ou les combustibles usés stockés, sont les suivantes (voir section 2.4.3) :

- s'opposer à la circulation d'eau ;
- limiter le relâchement des radionucléides et les immobiliser au sein du stockage ;
- retarder et atténuer la migration des radionucléides.

Ces fonctions sont assurées de manière passive, c'est-à-dire sans nécessiter d'action humaine. Elles reposent principalement sur les propriétés favorables du milieu géologique. L'architecture souterraine y contribue aussi, particulièrement via son implantation au sein de la couche argileuse, ainsi que les remblais et scellements disposés dans les ouvrages lors des étapes successives de fermeture. Une attention particulière est portée à la protection de la couche argileuse et des scellements vis-à-vis des

perturbations induites par le stockage : perturbations thermiques (voir section 2.3.3), perturbations chimiques, maîtrise du risque de criticité sur le long terme, gaz générés par la corrosion des composants métalliques.

#### 2.4.2 La maîtrise du risque de criticité

Les combustibles usés contiennent une masse de matière fissile résiduelle pouvant présenter un risque de criticité. Elle est de l'ordre de 10 kg (dont 4 à 5 kg d'<sup>235</sup>U et moins de 4 kg de <sup>239</sup>Pu) pour un combustible UOX alors qu'un combustible MOX contient de l'ordre de 20 kg de matière fissile résiduelle (dont 12 kg de <sup>239</sup>Pu).

La maîtrise du risque de criticité est assurée par le dimensionnement du colis de stockage.

Dans le colis de stockage à quatre assemblages combustibles, l'écartement entre les logements permet aux colis d'être en situation sous-critique sans ajout d'élément neutrophage. La solution à quatre assemblages UOX par conteneur de grand diamètre permet de traiter environ 98 % de l'inventaire quantitatif des combustibles usés UOX pris en compte dans les études. Pour les assemblages combustibles dont le taux de combustion est trop faible pour permettre une démonstration de sous criticité dans la géométrie d'un colis à quatre assemblages, un conditionnement dans des colis de petit diamètre à un seul assemblage apparaît compatible avec les objectifs de sûreté-criticité.

Après fermeture, la maîtrise de ce risque est évaluée au regard à des évolutions du combustible utilisé : perte d'étanchéité à l'eau du conteneur, évolutions mécaniques et physico-chimiques des assemblages et des matériaux environnants, évolution isotopique des combustibles.

#### 2.4.3 La limitation du transfert de radionucléides hors du stockage et de la couche argileuse

Les caractéristiques de la roche hôte et les options de conception contribuent à la satisfaction des trois fonctions de sûreté après fermeture présentées ci-dessus. Les dispositions spécifiques aux combustibles usés sont présentées ci-dessous.

Au regard de ces dispositions et des incertitudes identifiées, les performances du stockage et de ses composants ont été évaluées en scénario d'évolution normale (SEN) et pour quatre scénarios d'évolution altérée (SEA) : défaut de scellement, défaut de colis, forage et fonctionnement très dégradé.

##### 2.4.3.1 S'opposer à la circulation d'eau

Les dispositions architecturales et de scellement adoptées pour les combustibles usés pour s'opposer aux circulations d'eau sont similaires aux déchets HA vitrifiés, conduisant aux mêmes principes de fonctionnement hydraulique du stockage après sa fermeture.

Deux éléments peuvent néanmoins jouer un rôle accru dans le cas d'un stockage direct des combustibles usés :

- La plus grande emprise de l'installation souterraine conduit à y drainer un volume d'eau supérieur provenant des argilites ;
- Les masses d'acier mises en jeu plus importantes augmentent le volume d'hydrogène produit par corrosion anoxique.

Ces éléments ont été pris en compte dans l'analyse phénoménologique et les évaluations de sûreté présentées en 2005. Les calculs hydrauliques indiquent que le régime de transport dominant reste diffusif au sein de l'ensemble des alvéoles ainsi que dans les galeries d'accès à ces alvéoles. Ce n'est que dans les galeries principales de liaison, hors des zones de stockage, que le cumul des flux d'eau en provenance des différents alvéoles peut conduire à une composante convective plus significative, selon l'organisation des gradients hydrauliques naturels. Dans ce contexte, les radionucléides relâchés par les combustibles usés sont majoritairement retenus dans la couche argileuse et les liaisons surface-fond ne constituent pas des voies de transfert importantes. Ce résultat est valable en scénario d'évolution normale, mais aussi en scénario de défaut de scellement, même si le transfert dans les liaisons surface-fond y est plus rapide.

#### 2.4.3.2 Limiter le relâchement des radionucléides et les immobiliser au sein du stockage

A l'instar du conteneur étudié pour les déchets HA vitrifiés exothermiques, le conteneur de stockage de combustibles usés doit assurer la protection des assemblages d'une arrivée d'eau durant la phase thermique. Compte tenu de sa conception, le dimensionnement du conteneur de combustibles usés permet d'éviter le relâchement de radionucléides pendant cette phase thermique.

La rupture du conteneur marque l'arrivée de l'eau au contact du combustible et le début de l'altération de la matrice combustible [ $\text{UO}_2$  ou  $(\text{U-Pu})\text{O}_2$ ] et du relâchement des radionucléides. L'évaluation du relâchement des radionucléides des combustibles usés tient compte de la localisation des radionucléides au sein du crayon de combustible et des matériaux de structure.

Le modèle de relâchement des radionucléides contenus dans les parties métalliques des combustibles est conditionné par leur localisation au sein de ces matériaux. En effet, si les produits d'activation sont répartis de manière homogène, les produits de fission implantés par recul peuvent être localisés en surface des gaines. Ces répartitions conduisent ainsi à distinguer :

- la fraction de radionucléides localisés en surface et au sein de produits de corrosion (ex. : zircone) qui peut être considérée labile à l'arrivée de l'eau ;
- la fraction de radionucléides présents dans les éléments de structure dont le relâchement peut être évalué en tenant compte de la cinétique de corrosion des matériaux métalliques (intégrant la température et la chimie de l'eau), de la géométrie des pièces (épaisseur notamment).

Cette approche conduit à des relâchements sur des durées allant de 500 ans environ pour les radionucléides contenus dans les éléments de structure en alliage de nickel à 20 000 ans pour les radionucléides contenus dans les gaines.

Concernant les radionucléides présents au sein du crayon de combustible, le modèle de relâchement distingue également deux termes en fonction de la localisation des radionucléides :

- une fraction de l'activité des assemblages combustibles est supposée labile<sup>14</sup>. Elle correspond à l'inventaire des radionucléides localisés dans les zones du crayon dont la capacité de confinement à long terme (> 10 000 ans) n'est pas démontrée ;
- le second terme correspond au relâchement à long terme, congruent à la vitesse de dissolution de la matrice combustible.

En 2005, une approche conservatrice a conduit à considérer comme labile l'inventaire présent non seulement dans les volumes libres du crayon (le gap) lorsqu'il existe, situé à l'interface entre la pastille et la gaine, le plénum (extrémité du crayon), et les fractures du combustible, mais également dans les joints de grains, et dans le rim (zone restructurée en périphérie des pastilles) lorsqu'il existe. De plus, l'inventaire susceptible de migrer par diffusion athermique dans les joints de grains pendant 10 000 ans a également été considéré comme labile, en retenant des valeurs très majorantes du coefficient de diffusion athermique.

Le modèle de dissolution de la matrice [ $\text{UO}_2$  ou  $(\text{U-Pu})\text{O}_2$ ] prenait quant à lui en compte la radiolyse de l'eau induite par l'activité alpha résiduelle du combustible irradié (dit modèle radiolytique) et conduisait à un relâchement progressif des radionucléides localisés au sein de la matrice en moins de 100 000 ans. Ce modèle de dissolution était un modèle conservatif, plus pénalisant que celui généralement retenu au plan international.

Depuis 2005 les recherches sur ces processus ont été poursuivies, conformément aux prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR 2010-2012), afin de disposer à terme d'un modèle de relâchement des radionucléides par les crayons de combustibles irradiés en stockage moins majorant que celui retenu en 2005 et permettant en particulier de prendre en compte l'influence de l'environnement (chimie de l'eau de site, matériaux d'environnement...). Ces études ont été axées sur la révision de la fraction labile et le développement d'un nouveau modèle de dissolution de la matrice  $\text{UO}_2$ .

<sup>14</sup> La fraction labile des combustibles est communément désignée par le terme IRF (Instant Release Fraction).

Les études menées depuis 2005 sur les processus diffusifs au sein de la matrice combustible et l'influence de la production d'hélium par auto-irradiation alpha sur la microstructure de la pastille  $UO_2$  ont ainsi permis de réviser la fraction labile pour les combustibles UOX. Celle-ci correspond désormais aux seuls inventaires de radionucléides présents dans les volumes libres et les joints de grains.

Des incertitudes subsistent par ailleurs pour les produits d'activation  $^{36}Cl$  et  $^{14}C$ , notamment sur la valeur du coefficient de diffusion athermique du chlore, ce qui conduit à retenir des valeurs d'IRF conservatives.

Un nouveau modèle de dissolution de la matrice  $UO_2$ , basé sur une approche électrochimique, est en cours de développement. Il permet de calculer la vitesse de dissolution de l' $UO_2$  en fonction du potentiel redox résultant de la radiolyse alpha induite par le combustible en conditions de stockage.

Compte tenu du terme source majorant retenu pour la dissolution de la matrice et de la capacité de confinement de la couche argileuse du Callovo-Oxfordien, la fraction labile n'a pratiquement pas de conséquence sur l'impact radiologique.

Les équilibres chimiques de dissolution-précipitation permettent de retenir dans les alvéoles de stockage de nombreux radionucléides.

#### 2.4.3.3 Retarder et atténuer la migration des radionucléides

La migration des radionucléides relâchés dans les alvéoles de stockage de combustibles usés est retardée et atténuée de la même façon que dans le cas des déchets HA vitrifiés et des déchets MAVL. Les phénomènes de sorption et l'étalement apporté par la diffusion dans la couche argileuse du Callovo-Oxfordien suffisent à empêcher la majeure partie de l'inventaire de radionucléides de sortir de cette couche. Il est à noter que l'uranium, le plutonium et l'américium, présents en grande quantité dans les combustibles usés comparativement aux déchets HA vitrifiés, sont particulièrement peu solubles et peu mobiles dans les conditions du stockage (notamment du fait du milieu réducteur imposé par la roche) et ne migrent pas au-delà du champ proche des alvéoles.

Le dossier 2005 argile indique que seuls l'iode 129, le chlore 36, et à un moindre titre le sélénium 79, présentent des débits non nuls en sortie de formation hôte. Quel que soit le scénario, l'impact radiologique du stockage, dominé par l'iode 129, est directement relié à l'inventaire de ce radionucléide dans les colis.

En SEN, les évaluations menées en 2005 indiquent que les maxima interviennent à des dates qui dépassent 160 000 ans, avec un impact de plus d'un ordre de grandeur inférieur à la valeur de référence fixée de 0,25 mSv/an.

En cas de défaillance de l'ensemble des scellements, une quantité supérieure d'iode 129 est susceptible de transiter par les liaisons surface-fond. Pour autant, leur contribution à l'impact radiologique du stockage reste faible.

Dans le cas d'un SEA « forage », les résultats des évaluations montrent que l'impact reste inférieur à la valeur de référence.

Dans le SEA conventionnel de « fonctionnement très dégradé », qui consiste à prendre en compte des paramètres conservatifs ou pénalisants pour l'ensemble des composantes du stockage, l'impact demeure dominé par l'iode 129 dans le cas des combustibles usés, tout en restant inférieur à la valeur de référence.

### 3. Compatibilité des concepts de stockage Cigéo avec l'hypothèse d'un stockage direct de combustibles REP et RNR d'EDF

#### 3.1 Scénarios actualisés

Afin de réactualiser l'étude du stockage direct présentée dans le dossier 2005 argile, l'Andra a procédé en collaboration avec EDF à une mise à jour des hypothèses de ce dossier pour ce qui concerne les scénarios, le périmètre de combustibles à considérer et leurs quantités. Un ordonnancement hypothétique de mise en stockage de combustibles a aussi été défini.

Deux scénarios ont été identifiés à ce jour pour déterminer des inventaires à prendre en compte :

- un scénario « variante du scénario industriel 2011 ». Le scénario industriel des producteurs sert de base aux études de conception industrielle de Cigéo. Le scénario variante du scénario industriel fait l'hypothèse, comme ce dernier, d'une durée moyenne d'exploitation de 50 ans pour les 59 tranches REP (et EPR Flamanville) mais, à la différence du scénario industriel, il limite le traitement des combustibles usés aux seuls combustibles REP UOX. Il conduirait au stockage direct de l'ordre de 14 500 assemblages de type URE et MOX (issus des réacteurs REP et RNR-Superphénix). Ce scénario pourrait correspondre à une hypothèse de non-déploiement d'un futur parc de RNR. Ce sont en effet ces réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération qui justifient, dans le scénario industriel, le traitement des combustibles MOX (REP et RNR) et URE du fait des importantes quantités de plutonium nécessaires à leur démarrage. En revanche ce scénario suppose que l'ensemble du plutonium issu du traitement des UOX est mono-recyclé dans des réacteurs de 2<sup>ème</sup> et 3<sup>ème</sup> génération aptes à l'utiliser sous forme de combustible MOX.
- un scénario de non-renouvellement de la production électronucléaire (scénario 2 de l'Inventaire national (IN) 2012) avec l'hypothèse d'une durée d'exploitation de 40 ans du parc électronucléaire et un arrêt du traitement des combustibles à l'horizon 2019 en vue d'un stock de plutonium nul à terminaison. Ce scénario destinerait au stockage direct de l'ordre de 57 300 assemblages combustibles de tous types (UOX, URE et MOX).

Une évolution depuis le dossier 2005 argile est l'intégration de combustibles REP MOX NT de 4<sup>ème</sup> génération et des combustibles MOX de la filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR) en provenance du réacteur « Superphénix » à Creys-Malville, mis à l'arrêt définitif en 1997 (dans la suite, ces combustibles sont appelés « combustibles MOX-SPX »). Les dimensions et masses des assemblages MOX-SPX (hors étui) sont données au Tableau 3.1-1.

Bien que les inventaires découlant de chacun des deux scénarios ci-avant soient potentiellement appelés à évoluer, la typologie des combustibles à considérer est stabilisée. Elle comprend différents types de combustibles REP issus de gestions passées, actuelles ou à venir : combustibles UOX et MOX pouvant présenter des enrichissements en <sup>235</sup>U et en plutonium variables, combustibles URE utilisant une partie de l'uranium issu du traitement (URT). Les types et caractéristiques générales des combustibles REP considérés sont donnés au Tableau 3.1-2.

Tableau 3.1-1 Dimensions et masses des assemblages MOX-SPX

Typologie	Dimensions		Masse arrondie (kg)
	Section	Longueur (mm)	
SPX fissile	Hexagonale	5 400 (assemblage neuf)	605
SPX fertile		5 415 (assemblage irradié)	745

Tableau 3.1-2 Typologies de combustibles REP

Type	Teneur en U <sup>235</sup> ou Pu total (Put)	Nom gestion	Nombre de tranches	TC en MWj/tML	
				Moyen 60 JEPN	Dernier cœur (1c/2c/3c)
UOX 1	de 1,4 % à 3,25 %	NC	58 tr	< 33 000	NC
UOX 2	3,70 %	Garance UNE	2 tr 900 MWe 22 tr 900 MWe moxées	46 000	10 000/22 000/34 000
	4,00 %	Gemmes Alcade	19 tr 1300 MWe 4 tr 1450 MWe	46 000 47 000	15 000/31 000 16 000/ 32 000
	4,20 %	Cyclades EPR	6 tr 900 MWe CPO 1 tr 1600 MWe (Flamanville 3)	48 000 52 000	16 000/31 000 19 000/36 000
HTC1	4,50 %	Galice	1 tr 1300 MWe (Nogent 2)	55 000	17 000/34 000/47 000
URE	3,95 % 4,25 %	Garance URE URE NT	4 tr 900 MWe (Cruas)	46 000	11 000/24 000/35 000
MOX	5,30 % Put	Hybride (G1)	NC	< 33 000	NC
	7,08 % Put	Hybride NT (G2)	NC	38 000	NC
	8,65 % Put	Parité (G3)	22 tr 900 MWe moxées	47 500	12 000/26 000/37 000
	9,54 % Put	MOX NT (G4)	22 tr 900 MWe moxées		

Pour le **scénario variante du SI 2011**, le cumul total d'assemblages (REP et RNR) déchargés est identique à celui du scénario SI 2011. Il est voisin de 64 350 tML (cf. tableau ci-dessous dans lequel les tonnages sont arrondis) :

	Combustibles traités au 31/12/2010 (en tML)	Combustibles entreposés au 31/12/2010 (en tML)	Combustibles à décharger à partir de 2011 (en tML)	Cumul déchargé de 1978 à 2066 (tML)		
UOX	16 000	12 000	30 000	58 000	64 150	REP
URE	0	310	1 840	2 150		
MOX	0	1 300	2 700	4 000		
MOX-SPX (Superphénix)	0	180	0	180	180	RNR

Dans ce scénario, le stockage direct porte sur environ 6 300 tML de combustibles URE et MOX (2 150 tML d'URE-REP, 4 000 tML de MOX-REP + 1 80 tML de combustibles MOX-RNR-SPX. Cela correspond à environ 14 400 assemblages qui seraient à stocker : 4 700 assemblages URE, 8 700 assemblages MOX, 1 000 assemblages MOX-SPX. Tous les assemblages REP URE et MOX sont des assemblages courts.

Pour le **scénario 2 de l'IN 2012**, le cumul total d'assemblages (REP et RNR) déchargés est voisin de 52 400 tML (cf. tableau ci-dessous dans lequel les tonnages sont arrondis) :

	Combustibles traités au 31/12/2010 (en tML)	Combustibles entreposés au 31/12/2010 (en tML)	Combustibles à décharger à partir de 2011 (en tML)	Cumul déchargé de 1978 à 2056 (tML)		
UOX	16 000	12 000	20 000	48 000	52 200	REP
URE	0	310	1 090	1 400		
MOX	0	1 300	1 500	2 800		
MOX-SPX (Superphénix)	0	180	0	180	180	RNR

A l'arrêt du traitement des combustibles UOX à l'horizon 2019, le bilan des combustibles traités/non traités s'établirait comme suit :

- environ 24 000 tML d'UOX traitées ;
- environ 28 000 tML de combustibles usés REP qui feraient l'objet d'un stockage direct (24 000 tML d'UOX, 2 800 tML de MOX et 1 400 tML d'URE) + 180 tML de combustibles RNR-SPX ;
- environ 57 000 assemblages à stocker : 50 000 assemblages UOX/URE REP, 6 000 assemblages MOX REP et 1 000 assemblages MOX-RNR-SPX. Les assemblages UOX REP sont constitués d'environ 30 000 assemblages longs et d'environ 17 000 assemblages courts. Les 3 000 assemblages URE et les 6 000 assemblages MOX, tous issus du palier REP 900 MWe, sont des assemblages courts. Les assemblages MOX-RNR-SPX sont des assemblages longs.

### 3.1.1 Données quantitatives par typologie de combustible

Les données quantitatives, exprimées en nombres d'assemblages combustibles et tonnages (tML), sont présentées au Tableau 3.1-3 et au Tableau 3.1-4.

Tableau 3.1-3 *Scénario variante du SI 2011 : Nombre d'assemblages et tonnage (tML) de combustibles susceptibles d'un stockage direct*

Type	Teneur en U <sup>235</sup> ou Pu total (Put)	Nom gestion	Nombre d'assemblages (scénario variante du SI 2011)		Tonnage (tML) (scénario variante du SI 2011)	
			courts	longs	courts	longs
UOX 1	de 1,4 % à 3,25 %	NC				
UOX 2	3,70 %	Garance UNE				
	4,00 %	Gemmes/Alcade				
	4,20 %	Cyclades EPR				
HTC1	4,50 %	Galice				
URE	3,95 %	Garance URE	2 000		900	
	4,25 %	URE NT	2 700		1 250	
MOX-REP	5,30 % Put	Hybride (G1)	1 200		550	
	7,08 % Put	Hybride NT (G2)	1 500		700	
	8,65 % Put	Parité (G3)	1 300		600	
	9,54 % Put	MOX NT (G4)	4 715		2 150	
MOX-RNR		Fissile		770		120
		Fertile		275		60

Tableau 3.1-4 Scénario 2 de l'IN 2012 : Nombre d'assemblages et tonnage (tML) de combustibles susceptibles d'un stockage direct

Type	Teneur en U <sup>235</sup> ou Pu total (Put)	Nom gestion	Nombre d'assemblages (scénario 2 de l'IN 2012)		Tonnage (tML) (scénario 2 de l'IN 2012)	
			courts	longs	courts	longs
UOX 1	de 1,4 % à 3,25 %	NC				
UOX 2	3,70 %	Garance UNE	13 850		6 365	
	4,00 %	Gemmes/Alcade		27 200		14 700
	4,20 %	Cyclades	3 150		1435	
		EPR		2 050		1 100
HTC1	4,50 %	Galice		750		400
URE	3,95 %	Garance URE	2 000		900	
	4,25 %	URE NT	1 100		500	
MOX-REP	5,30 % Put	Hybride (G1)	1 200		550	
	7,08 % Put	Hybride NT (G2)	1 500		700	
	8,65 % Put	Parité (G3)	1 300		600	
	9,54 % Put	MOX NT (G4)	2 150		990	
MOX-RNR		Fissile		770		120
		Fertile		275		60

### 3.1.2 Conditionnement des assemblages combustibles, nombre de colis

Les assemblages combustibles sont supposés livrés sur le site de stockage dans des étuis métalliques, à raison d'un assemblage par étui ; l'ensemble « étui + assemblage » constitue un colis primaire de combustible.

Dans la continuité des études menées antérieurement, les colis primaires de combustibles seront placés dans un conteneur de stockage étanche en acier non ou faiblement allié, avec les hypothèses suivantes :

- Regroupement de 4 étuis d'assemblages UOX 100 % irradiés de même longueur (court ou long) dans un même colis de stockage ;
- Regroupement de 4 étuis d'assemblages URE 100 % irradiés dans un même colis de stockage ;
- 1 seul étui d'assemblage UOX sous-irradié par colis de stockage ;
- 1 seul étui d'assemblage URE sous-irradié par colis de stockage ;
- 1 seul étui d'assemblage MOX REP (100 % irradié ou sous-irradié) par colis de stockage ;
- 1 seul étui d'assemblage MOX-RNR-SPX par colis de stockage.

Les nombres de colis de combustibles (colis primaires et colis de stockage) sont donnés au Tableau 3.1-5.

Les combustibles sous-irradiés mentionnés supra regroupent les combustibles des derniers cœurs et les réserves de gestion<sup>15</sup>.

<sup>15</sup> Les réserves de gestion correspondent à des assemblages combustibles présentant encore une valeur énergétique résiduelle significative. Ces combustibles sont conservés afin d'être éventuellement réintroduits en cœur, en remplacement d'assemblages ayant subi une avarie de manutention par exemple.

Tableau 3.1-5 Nombres de colis de combustibles

Typologie de combustible		Scénario variante du SI 2011		Scénario 2 de l'IN 2012	
		Nombre de colis primaire	Nombre de colis de stockage	Nombre de colis primaire	Nombre de colis de stockage
RNR MOX-SPX	Fertile neuf	50	50	50	50
	Fertile irradié	225	225	225	225
	Fissile neuf	405	405	405	405
	Fissile irradié	365	365	365	365
REP MOX (palier 900 MWe)	G1	1 200	1 200	1 200	1 200
	G2	1 500	1 500	1 500	1 500
	G3	1 300	1 300	1 300	1 300
	G4	4 715	4 715	2 150	2 150
REP URE court 100 % irradié (palier 900 MWe)		4 230	1 060	2 630	660
REP URE court sous-irradié (palier 900 MWe)		470	470	470	470
REP UOX court 100% irradié (palier 900 MWe)		0	0	14 390	3 600
REP UOX court sous-irradié (palier 900 MWe)		0	0	2 620	2 620
REP UOX long 100% irradié (autres paliers)		0	0	26 740	6 685
REP UOX long sous-irradié (autres paliers)		0	0	3 250	3 250
Total		14 460	11 290	57 295	24 480

### 3.1.3 Hypothèses d'ordonnement et flux de livraison et de mise en stockage de colis de combustibles

Les dates de déchargement des combustibles des réacteurs sont précisées au Tableau 3.1-6 (scénario variante du SI 2011) et au Tableau 3.1-7 (scénario 2 de l'IN 2012). Ces dates correspondent aux fins de périodes quinquennales. Dans le Tableau 3.1-7, par souci de simplification, l'année de déchargement complet de l'EPR-Flamanville 3 (en 2056) est ajoutée à la période 2051-2055, ce qui conduit à une remontée des déchargements UOX sur cette période.

Tableau 3.1-6 Dates de déchargement des combustibles des réacteurs et nombres d'assemblages associés pour le scénario variante du SI 2011

Période de déchargement (scénario variante du SI 2011)	Nombre d'assemblages REP MOX		Nombre d'assemblages REP URE		Nombre d'assemblages RNR-MOX-SPX Fissiles	Nombre d'assemblages RNR-MOX-SPX Fertiles
	100 % irradiés	Sous-irradiés	100 % irradiés	Sous-irradiés		
avant 1995	275	-	10	-	-	-
1995 - 2000	445	-	150	-	770	275
2000 - 2005	1 040	-	300	-	-	-
2005 - 2010	1 080	-	235	-	-	-
2010 - 2015	885	-	610	-	-	-
2015 - 2020	1 290	-	800	-	-	-
2020 - 2025	1 290	-	800	-	-	-
2025 - 2030	1 265	460	760	-	-	-
2030 - 2035	320	250	565	470	-	-
2035 - 2040	45	70	-	-	-	-
<b>Total</b>	<b>7 935</b>	<b>780</b>	<b>4 230</b>	<b>470</b>	<b>770</b>	<b>275</b>

Tableau 3.1-7 Dates de déchargement des combustibles des réacteurs et nombres d'assemblages associés, pour le scénario 2 de l'IN 2012

Période de déchargement (scénario 2 de l'IN 2012)	Nombre d'assemblages REP UOX 1300		Nombre d'assemblages REP UOX 900		Nombre d'assemblages REP MOX		Nombre d'assemblages REP URE		Nombre d'assemblages RNR- MOX	
	100 % irradiés	Sous- irradiés	100 % irradiés	Sous- irradiés	100 % irradiés	Sous- irradiés	100 % irradiés	Sous- irradiés	MOX-SPX fissiles	MOX-SPX fertiles
avant 1995	-	-	-	-	275	-	10	-	-	-
1995 - 2000	-	-	-	-	445	-	150	-	770	275
2000 - 2005	-	-	-	-	1 040	-	300	-	-	-
2005 - 2010	4 075	-	3 915	-	1 080	-	235	-	-	-
2010 - 2015	5 490	-	5 180	-	885	-	610	-	-	-
2015 - 2020	5 465	-	4 190	1505	1 265	390	800	-	-	-
2020 - 2025	5 560	635	1 020	955	345	320	525	470	-	-
2025 - 2030	3 130	1 535	85	160	35	70	-	-	-	-
2030 - 2035	1 575	380	-	-	-	-	-	-	-	-
2035 - 2040	645	540	-	-	-	-	-	-	-	-
2040 - 2045	240	-	-	-	-	-	-	-	-	-
2045 - 2050	240	-	-	-	-	-	-	-	-	-
2050 - 2056	320	160	-	-	-	-	-	-	-	-
<b>Total</b>	<b>26 740</b>	<b>3 250</b>	<b>14 390</b>	<b>2 620</b>	<b>5 370</b>	<b>780</b>	<b>2 630</b>	<b>470</b>	<b>770</b>	<b>275</b>

Les hypothèses d'ordonnement et de flux de livraison de combustibles sur le site de stockage associées aux deux scénarios d'étude sont définies aux sections 3.1.3.1 et 3.1.3.2.

Si cela apparaissait utile, ces hypothèses pourraient faire l'objet ultérieurement d'une étude d'optimisation.

### 3.1.3.1 Scénario « Variante du SI 2011 »

L'ordonnement de mise en stockage des combustibles se fonde sur les hypothèses suivantes :

- un début de mise en stockage des combustibles à partir de 2110 (soit 35 ans après le début de la mise en stockage des colis de déchets vitrifiés HA exothermiques prévu à partir de 2075) ;
- une reprise (désentreposage) des combustibles suivant l'ordre chronologique de leur mise en entreposage (mode FIFO<sup>16</sup>) ;
- une fin de mise en stockage calée sur la date prévisionnelle de fin de livraison de colis de déchets à Cigéo, soit 2140.

Les flux de colis primaires HA à stocker entre 2075 et 2140 sont illustrés à la Figure 3.1-1.

Les flux et les typologies de colis primaires de combustibles livrés à Cigéo dans la période 2110-2140 sont illustrés à la Figure 3.1-2.

Les flux et typologies de colis de stockage de combustibles à stocker dans cette même période sont illustrés à la Figure 3.1-3.

Pour mémoire, Cigéo ne comprendra pas d'entreposage à l'exception d'une capacité tampon limitée. Par cohérence, le calendrier et les flux de mise en stockage d'assemblages combustibles (sous forme de colis de stockage) sont considérés identiques au calendrier et aux flux de livraison des assemblages sur le site (sous forme de colis primaires).

---

<sup>16</sup> First in first out

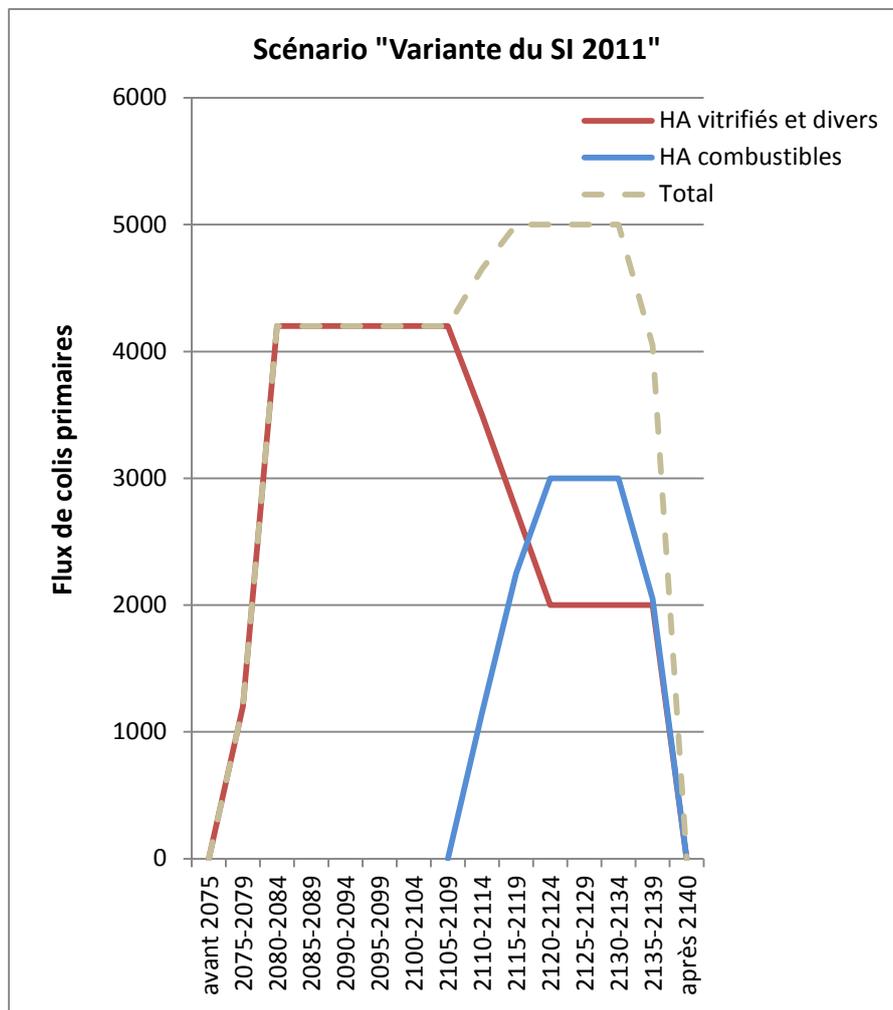


Figure 3.1-1 Flux de colis primaires HA livrés entre 2075 et 2140, par période de 5 ans (scénario « Variante du SI 2011 »)

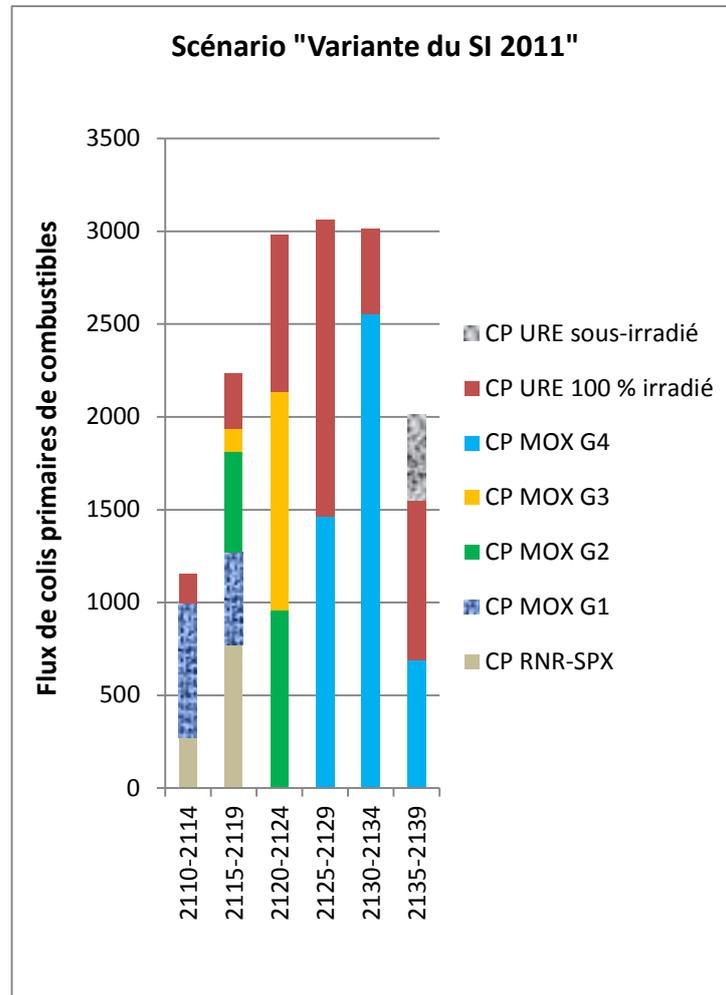


Figure 3.1-2

*Flux et typologies de colis primaires de combustibles, par période de 5 ans (scénario « Variante du SI 2011 »)*

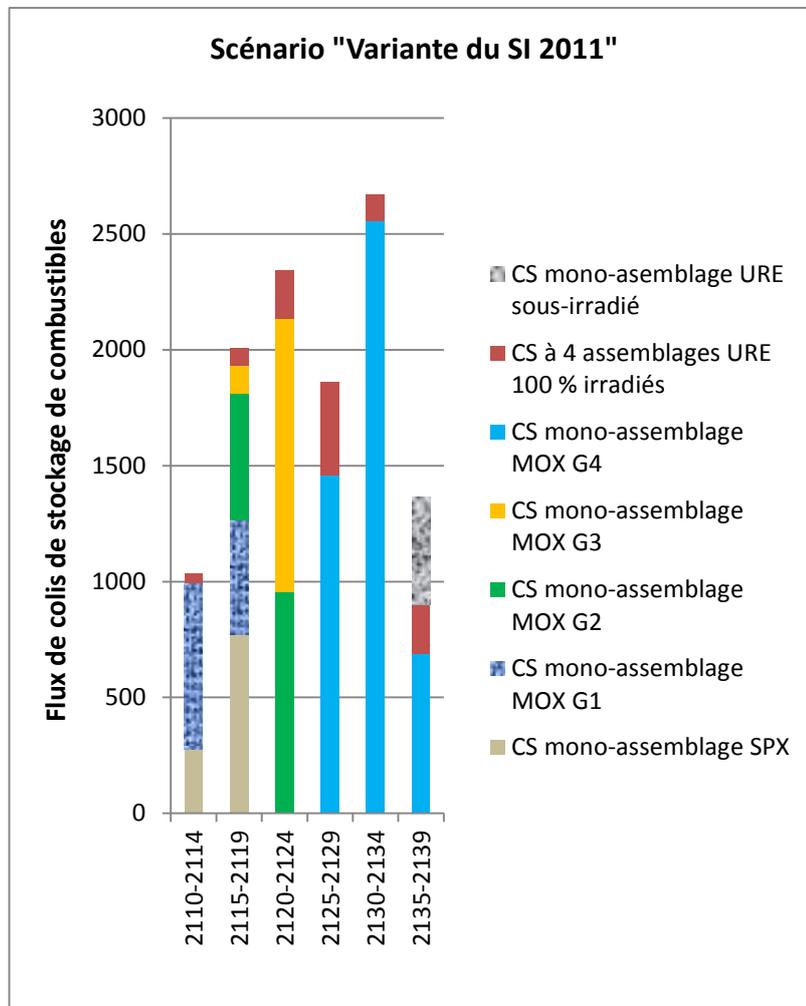


Figure 3.1-3

*Flux et typologies de colis de stockage de combustibles, par période de 5 ans (scénario « Variante du SI 2011 »)*

### 3.1.3.2 Scénario 2 de l'IN 2012

Les hypothèses d'ordonnement et de flux de livraison de combustibles retenues pour ce scénario sont identiques à celles du scénario « Variante du SI 2011 », à l'exception du début de mise en stockage des combustibles supposé intervenir à partir de 2085 (soit 10 ans après le début de la mise en stockage des colis de déchets vitrifiés HA exothermiques).

Les flux de colis primaires HA à stocker entre 2075 et 2140 sont illustrés à la Figure 3.1-4.

Les flux et typologies de colis primaires de combustibles livrés à Cigéo dans la période 2085-2140 sont précisés à la Figure 3.1-5.

Les flux et typologies de colis de stockage de combustibles à transférer dans l'installation souterraine dans cette même période sont illustrés à la Figure 3.1-6.

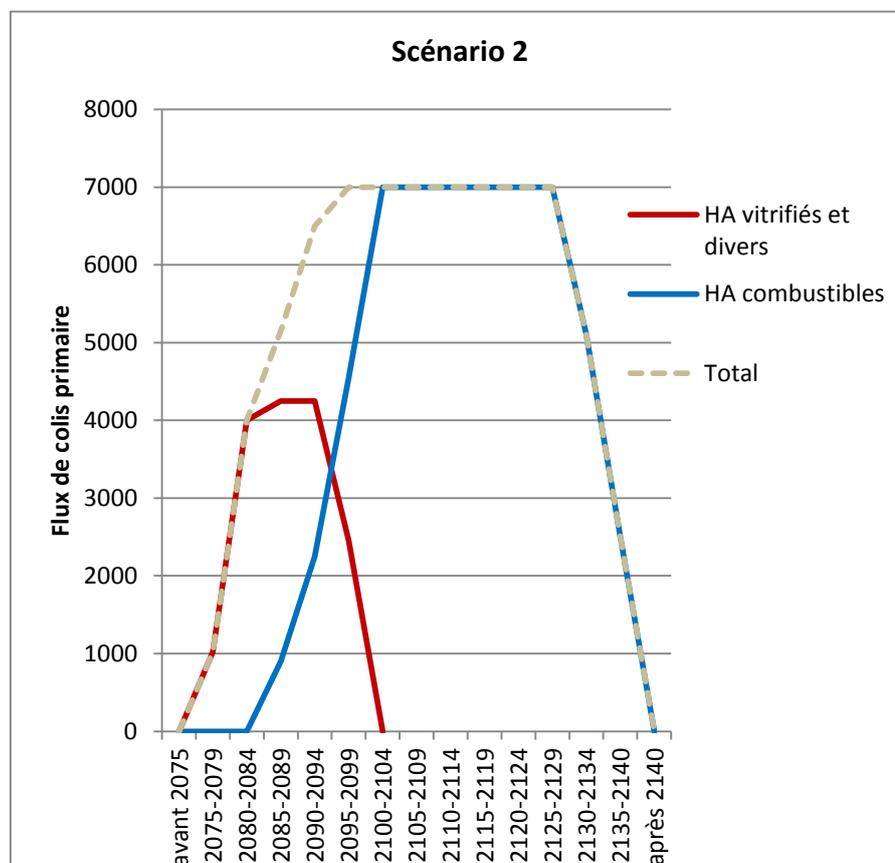


Figure 3.1-4 Flux de colis primaires HA livrés entre 2075 et 2140, par période de 5 ans (scénario 2 de l'IN 2012)

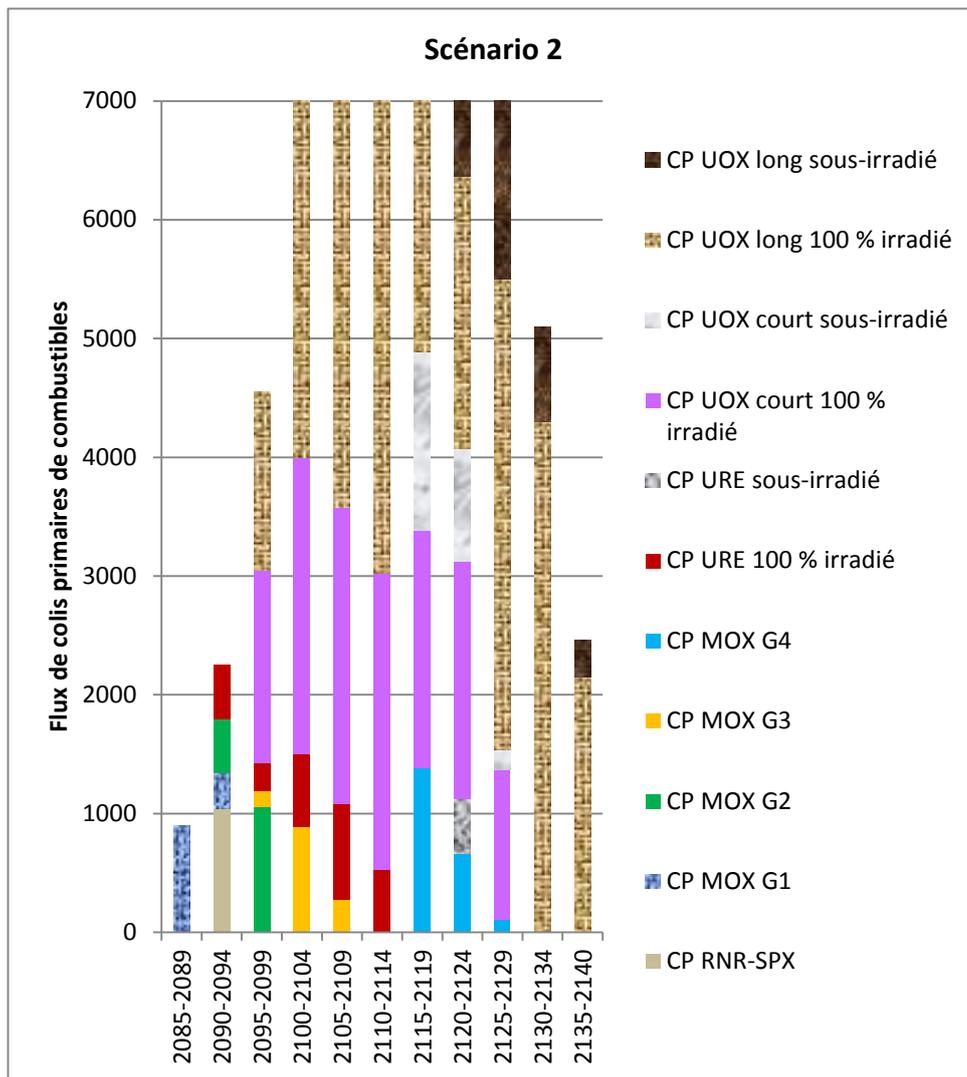


Figure 3.1-5

*Flux et typologies de colis primaires de combustibles, par période de 5 ans (scénario 2 de l'IN 2012)*

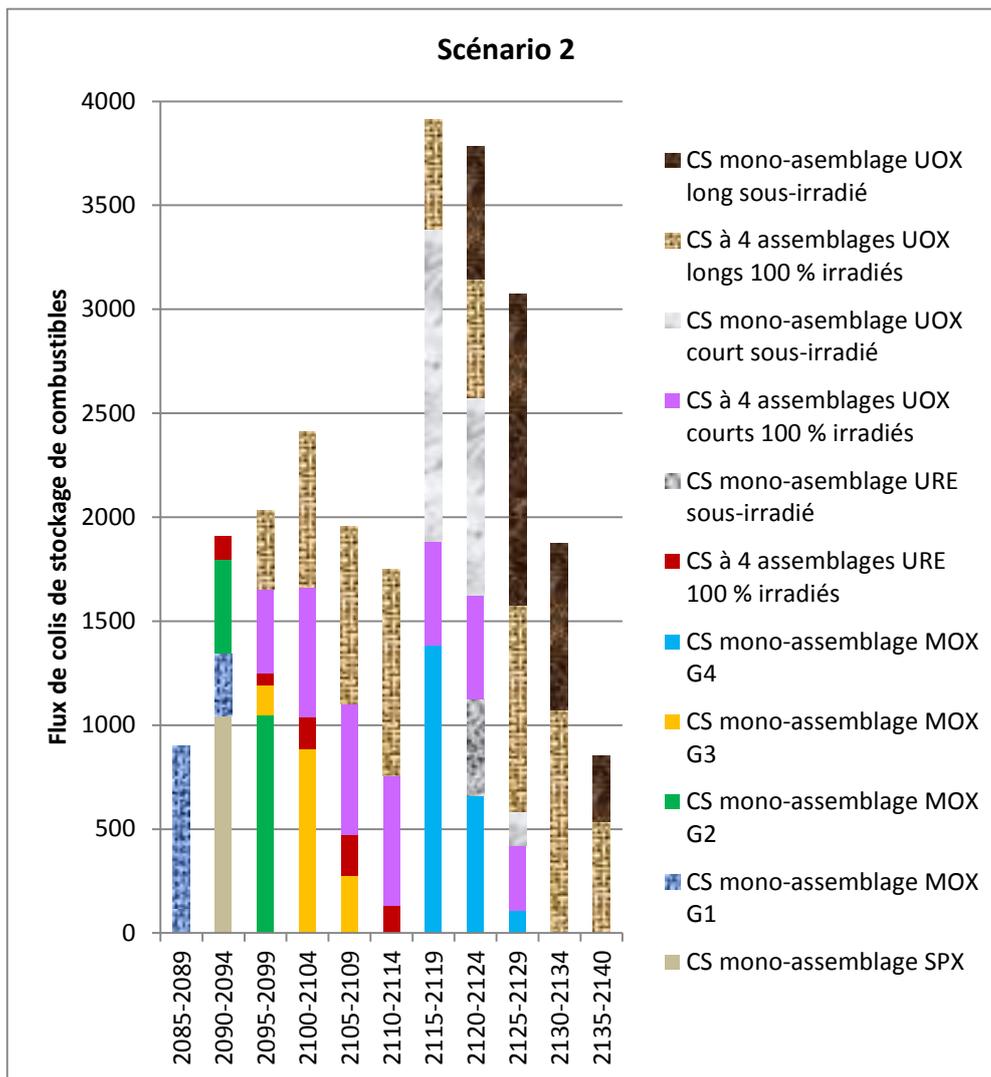


Figure 3.1-6

*Flux et typologies de colis de stockage de combustibles, par période de 5 ans (scénario 2 de l'IN 2012)*

### 3.1.4 Puissances thermiques des combustibles à la mise en stockage

Les puissances thermiques des colis de stockage de combustibles découlant des hypothèses d'ordonnement données plus haut sont reportées au Tableau 3.1-8 (scénario « Variante du SI 2011 ») et au Tableau 3.1-9 (scénario 2 de l'IN 2012).

On notera que les puissances thermiques des colis de stockage de combustibles sont inférieures à celles considérées dans le cadre du dossier 2005, du fait d'une durée d'entreposage plus longue et/ou de la différenciation plus fine des typologies de combustibles (MOX G1 et G2). Cela offre des possibilités d'optimisation de l'architecture du stockage et de l'agencement des colis dans les alvéoles de stockage.

Tableau 3.1-8 Puissances thermiques des colis de stockage de combustibles à la mise en stockage (scénario « Variante du SI 2011 »)

Typologie		Période de déchargement	Période de mise en stockage	Durée d'entreposage (an)	Puissance thermique max à la mise en stockage (W)
RNR-MOX-SPX	Fertiles neufs et irradiés	1995-2000	2110-2114	115	0
	Fissiles neufs et irradiés	1995-2000	2115-2119	120	< 310
REP MOX	G1	Avant 1995-2005	2110-2119	115 à 120	550
	G2	2000-2010	2115-2124	115	770
	G3	2005-2020	2115-2124	110	950
	G4 et derniers cœurs	2015-2040	2125-2139	105 à 110	1120
REP URE courts 100 % irradiés		Avant 1995-2035	2110-2139	110 à 120	945
REP URE courts sous-irradiés		2030-2035	2135-2139	105	105

Tableau 3.1-9 Puissances thermiques des colis de stockage de combustibles à la mise en stockage (scénario 2 de l'IN 2012)

Typologie		Période de déchargement des réacteurs	Période de mise en stockage	Durée d'entreposage (an)	Puissance thermique à la mise en stockage (W)
RNR-MOX-SPX	Fertiles neufs et irradiés	1995-2000	2085-2094	90	0
	Fissiles neufs et irradiés	1995-2000	2085-2094	90	< 310
REP MOX	G1	Avant 1995-2005	2085-2094	90	640
	G2	2000-2010	2090-2099	90	890
	G3	2005-2020	2095-2109	90	1060
	G4 et derniers cœurs	2015-2030	2115-2129	100	1150
REP URE courts 100 % irradiés		Avant 1995-2025	2090-2114	95	1100
REP URE courts sous-irradiés		2020-2025	2120-2124	100	115
REP UOX courts 100 % irradiés		2005-2030	2095-2129	90	980
REP UOX courts sous-irradiés		2015-2030	2115-2129	100	115
REP UOX longs 100 % irradiés		2005-2056	2095-2140	90	1200
REP UOX longs sous-irradiés		2020-2040	2120-2140	100	115

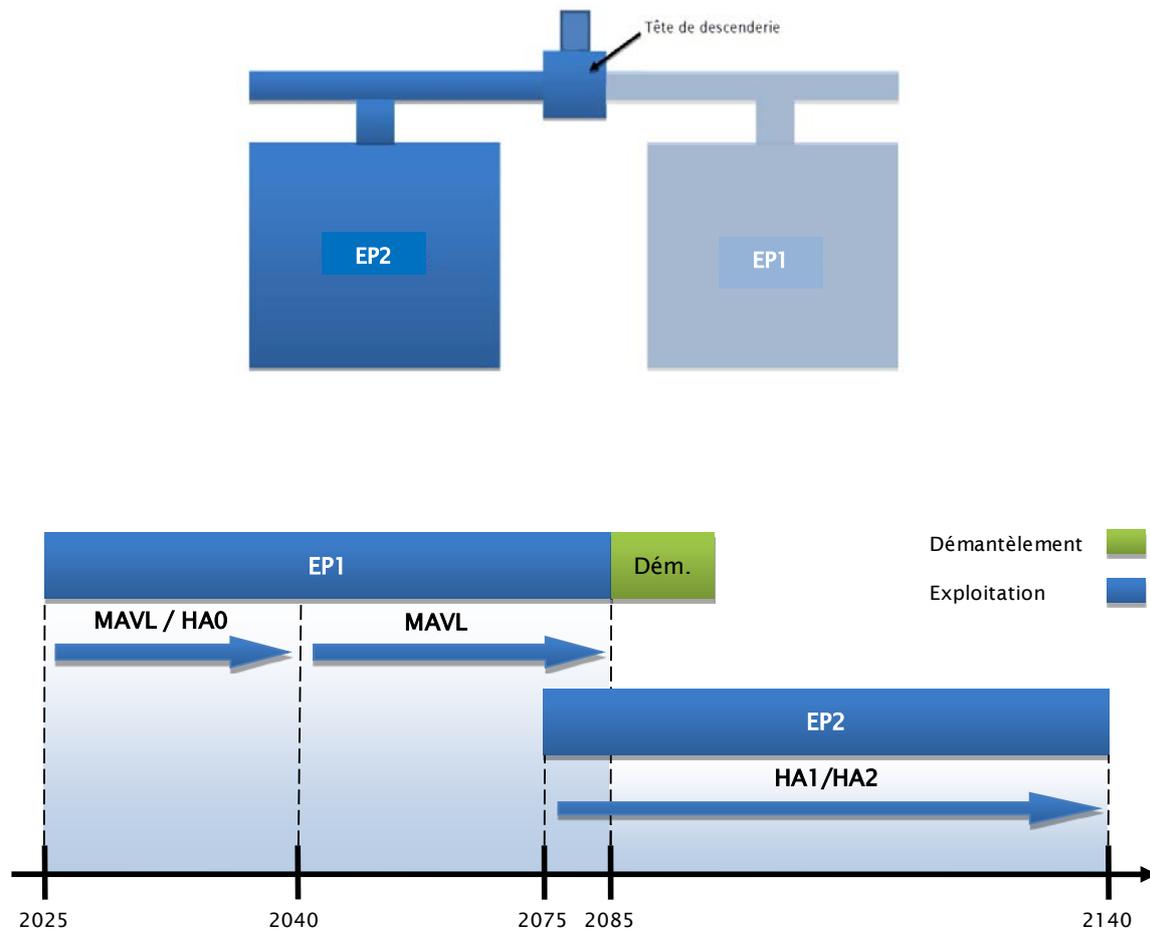
### 3.2 Principes retenus pour assurer la compatibilité des concepts de Cigéo

Cette section présente les principes retenus par l'Andra pour assurer la compatibilité des concepts techniques de Cigéo avec le stockage éventuel de colis de combustibles.

Le décalage de plusieurs décennies entre la mise en service industrielle de Cigéo (à l'horizon 2025) et la réception éventuelle de premiers combustibles (à l'horizon 2085) donne une flexibilité sur la période où il serait pertinent de mener des études d'optimisation et d'avant-projet détaillé pour les éléments spécifiques à ces combustibles.

### 3.2.1 Installations de surface

Pour recevoir, contrôler et préparer les colis de déchets avant leur transfert dans l'installation souterraine de Cigéo, l'Andra prévoit des ateliers nucléaires en surface, reliés à l'installation souterraine par descendrière. Deux périodes d'exploitation sont distinguées : durant une première période jusqu'en 2075, Cigéo recevra essentiellement des déchets MAVL. A partir de 2075, elle recevra un flux important de déchets HA fortement exothermiques. Cela conduit l'Andra à envisager la réalisation des ateliers nucléaires de surface en deux tranches. La première tranche (EP1) fonctionnera seule jusqu'en 2075. La seconde tranche (EP2) sera mise en exploitation en 2075. Les deux tranches sont prévues d'être exploitées simultanément durant la période 2075-2084.



Dans le schéma ci-avant, HA0 désigne les déchets vitrifiés moyennement exothermiques (verres AVM, Piver, UMo) et HA1/HA2 les déchets vitrifiés fortement exothermiques (HA1 représente les verres UOX et HA2 les verres UOX/URE/MOX et UOX/RNR-SPX).

Suivant les plannings d'ordonnement associés aux deux scénarios de stockage direct pris en compte, les premiers colis primaires de combustibles seraient livrés à Cigéo à partir de 2085, soit une dizaine d'années après l'entrée en exploitation d'EP2.

Les nouvelles contraintes qui découleraient du stockage direct de combustibles REP et RNR-SPX pourront donc être prises en compte le cas échéant et intégrées aux études détaillées d'EP2, lorsque celles-ci seront réalisées en vue de la construction de cet atelier, à l'horizon 2060-2070. Les éventuelles dispositions complémentaires de protection physique de l'installation à prévoir pour la réception de combustibles usés REP et RNR feront l'objet d'une analyse spécifique.

### 3.2.2 Installation souterraine

L'installation souterraine de Cigéo est conçue pour ne comporter aucun élément rédhibitoire vis-à-vis d'une évolution éventuelle vers l'accueil de combustibles usés.

En particulier la conception de l'installation souterraine vise à utiliser au mieux la zone d'implantation, en gérant l'emprise souterraine du stockage comme ressource rare, c'est-à-dire en évitant toute consommation d'emprise non justifiée, et en préservant dans tous les cas de figure étudiés des possibilités d'extension de l'installation au sein de la zone sélectionnée.

L'architecture souterraine, organisée en quartiers MAVL et HA dissociés, réalisée au tunnelier, à la machine à attaque ponctuelle ou en combinant les deux techniques, est également conçue pour pouvoir s'adapter à des évolutions au cours de l'exploitation de Cigéo.

Elle a en particulier la capacité à évoluer dimensionnellement pour prendre en compte une augmentation possible de la taille des galeries et des carrefours. En effet, si les sections de galeries pour le passage des hottes de colis de combustibles seront a priori comparables aux sections envisagées pour les colis de déchets, les carrefours devront être quant à eux différents du fait de la longueur des hottes. Cela n'engendre pas de difficulté particulière car très peu de galeries auront été construites en direction de la zone susceptible d'accueillir les combustibles pendant les premières phases d'exploitation de Cigéo : dans la configuration actuelle de Cigéo, cela ne concernerait que les galeries d'accès à la zone accueillant les déchets HA moyennement exothermiques stockés entre 2025 et 2040.

### 3.2.3 Liaisons surface-fond

Plusieurs possibilités sont prises en compte pour assurer la compatibilité des liaisons surface-fond avec le transfert de colis de combustibles entre la surface et l'installation souterraine.

Deux options, présentées ci-dessous, seront étudiées et comparées dans le cadre des études d'avant-projet sommaire.

#### 3.2.3.1 Dimensionnement du génie civil de la descenderie de Cigéo compatible avec le transfert de combustibles

Les hottes de transfert de colis de combustibles REP/RNR seront plus longues que celles étudiées pour les colis de déchets. Les études de faisabilité présentées en 2005 indiquent que leur gabarit transversal pourrait être comparable à celui de hottes pour colis de déchets MAVL.

La section de la descenderie des colis MAVL et HA de Cigéo pourrait donc admettre le passage de hottes pour les colis de combustibles.

Les modifications à prévoir pour assurer une compatibilité du génie civil porteraient particulièrement sur la taille de la salle de transfert des colis aux extrémités de la descenderie. L'étude de ces modifications sera réalisée dans le cadre des études d'avant-projet Cigéo.

D'ici à 2075, les équipements mécaniques de la descenderie des colis nécessiteront un programme de jouvence. S'il était décidé d'ici là de stocker des combustibles, ce programme comprendrait alors une adaptation à ces colis.

#### 3.2.3.2 Ajout ultérieur d'une liaison surface-fond dédiée

La possibilité d'ajouter ultérieurement un ouvrage de liaison supplémentaire pour le transfert des combustibles est envisageable.

La localisation du point d'arrivée du nouvel ouvrage dans l'installation souterraine pourra être optimisée au plan industriel.

Les modalités d'implantation en surface d'un tel ouvrage seront étudiées dans les études d'avant-projet de Cigéo. En référence, une distance de l'ordre de 50 mètres entre les tubes de descenderie est considérée.

### 3.2.4 Flux de mise en stockage

Les études de conception industrielle de Cigéo en cours permettront de préciser les capacités opérationnelles des différents postes du process nucléaire de l'installation : déchargement d'emballages de transport, mise en conteneur de stockage, transfert et mise en alvéole de stockage. A ce stade, les flux donnés à la section 3.1.3 apparaissent compatibles avec les résultats actuels. On cherchera en particulier à optimiser les temps d'amenée et de pose des intercalaires éventuels entre colis de stockage (§ 2.3.3) afin de limiter les contraintes induites sur les flux de colis.

### 3.3 Illustration d'architectures intégrant les combustibles usés

Cette section illustre l'adaptabilité de l'architecture de l'installation souterraine de Cigéo, en l'appliquant aux deux scénarios de stockage direct décrits plus haut.

Dans l'hypothèse d'un stockage direct, une zone pourrait recevoir les combustibles REP et RNR. Au sein de cette zone, les alvéoles de stockage seraient dédiés soit aux combustibles REP UOX, soit aux combustibles REP MOX, soit aux combustibles RNR-SPX. Selon les hypothèses d'ordonnement retenues, la construction éventuelle de la zone de stockage des combustibles et des galeries de liaison afférentes ne débiterait qu'à l'horizon 2070-2080.

La Figure 3.3-1 (scénario variante du SI 2011) et la Figure 3.3-2 (scénario 2 de l'IN 2012) montrent que l'emprise totale de l'installation souterraine reste compatible avec la zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie (ZIRA). Cette zone a été définie en 2010 sur un périmètre restreint de 30 km<sup>2</sup>. Elle s'insère dans une zone géologiquement favorable identifiée en 2005 de 250 km<sup>2</sup>.

Une évolution par rapport au dossier 2005 argile, commune aux déchets HA vitrifiés et aux combustibles, concerne la longueur des alvéoles de stockage passant à 80 mètres (70 mètres utile) au lieu de 40 mètres antérieurement. Chaque alvéole contient un nombre variable de colis de stockage de combustibles suivant la présence ou non d'intercalaires et les dimensions (longueurs) des colis.

Les figures ci-après se fondent sur un premier pré-dimensionnement thermique défini par extrapolation des dimensionnements réalisés pour le dossier 2005. Ce pré-dimensionnement demandera à être précisé dans la suite des études (chapitre 4).

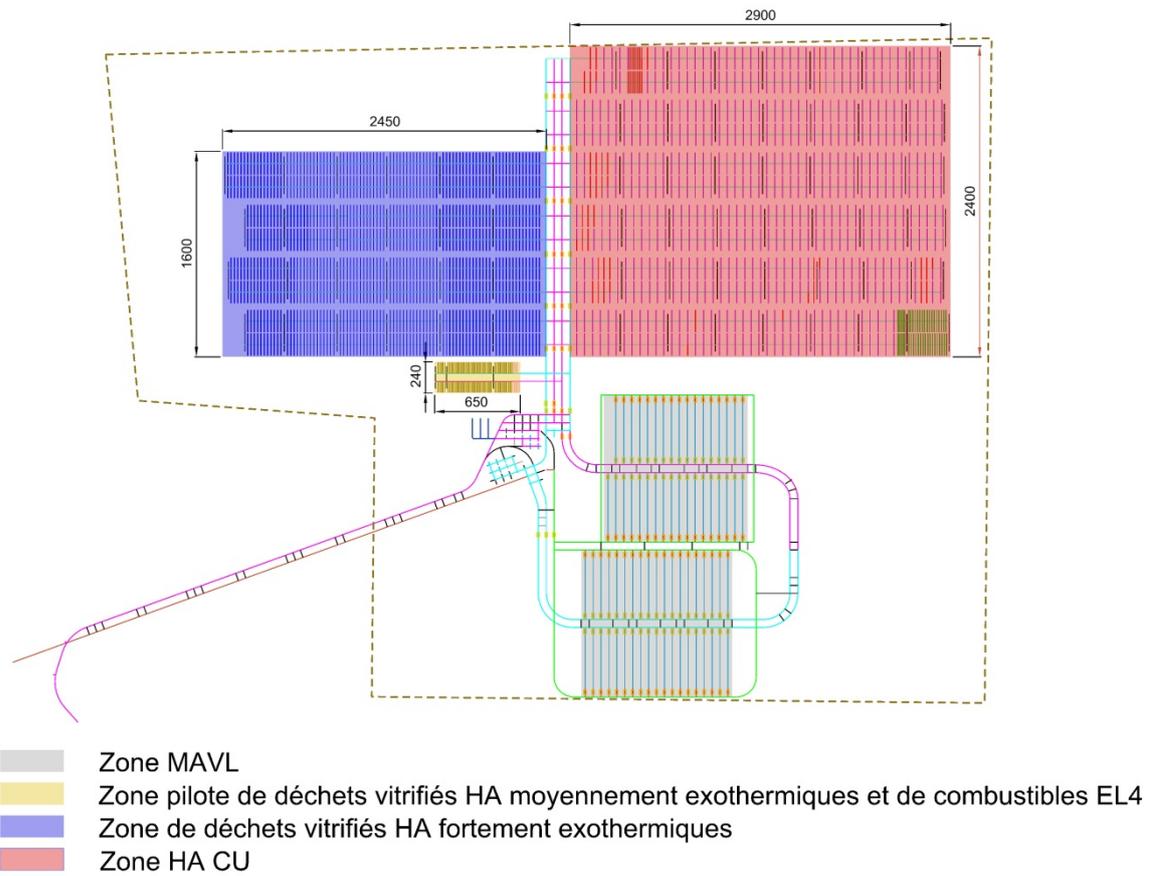


Figure 3.3-1 *Illustration d'architecture souterraine pour le scénario « Variante du SI 2011 »*

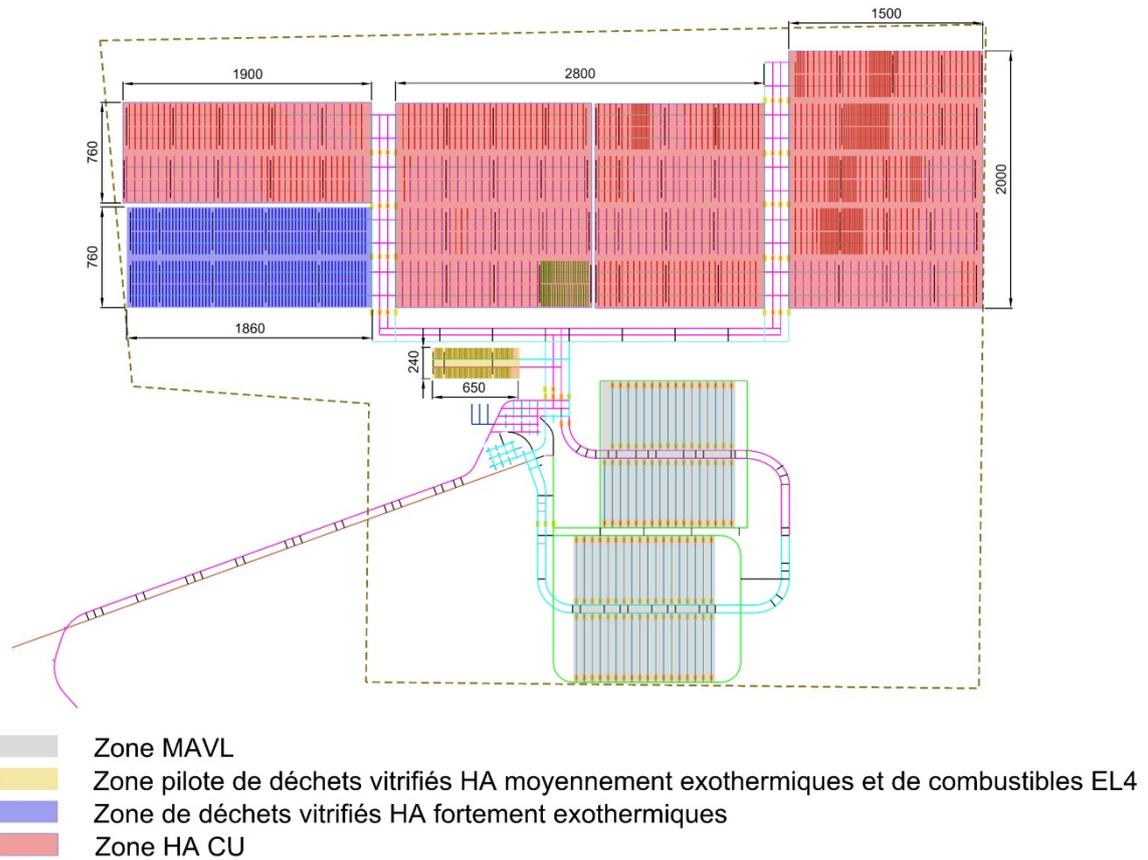


Figure 3.3-2

*Illustration d'architecture souterraine pour le scénario 2 de l'IN 2012*

## 4. Axes d'études et de recherches pour la période 2013-2015

Parallèlement à la poursuite des travaux sur le comportement des combustibles usés en situation de stockage, les études et recherches envisagées dans la période 2013-2015 visent à conforter l'étude de faisabilité du stockage direct des combustibles présentée dans le dossier 2005 argile, en intégrant notamment les évolutions de connaissances intervenues depuis 2005 sur le stockage des déchets vitrifiés HA.

### 4.1 Conteneur de stockage

La connaissance des mécanismes et cinétiques de corrosion de l'acier permettra de mieux évaluer la durabilité du conteneur en situation de stockage.

Cette durabilité sera mise en regard :

- de la température des combustibles lors de l'arrivée d'eau ;
- de la connaissance des mécanismes de dissolution des pastilles d'oxyde d'uranium ou de plutonium et de leur évolution dans le temps ;
- de la décroissance des radionucléides à périodes courtes et moyennes en tenant compte du relâchement d'activité labile lors de l'arrivée d'eau.

Le choix de la nuance de l'acier constitutif du conteneur peut être optimisé en lien avec les mécanismes de corrosion et le chargement mécanique du conteneur. De plus l'adoption de l'acier non ou faiblement allié n'exclut pas définitivement l'utilisation d'autres matériaux, notamment des alliages passivables, qui permettraient de diminuer le terme source d'hydrogène de corrosion et la durée des processus transitoires qui sont susceptibles d'affecter la circulation de l'eau et le retard et l'atténuation de la migration des radionucléides après fermeture.

De même les techniques de fabrication du conteneur pourront être examinées dans l'optique d'une optimisation de la conception. Une veille technologique est par exemple à poursuivre sur des procédés de soudage alternatifs au faisceau d'électrons, par laser YAG et friction notamment.

En complément à l'étude de l'option de référence d'un stockage en l'état des assemblages, d'autres options de gestion, fondées sur un traitement des assemblages avant stockage mais sans valorisation des matières nucléaires, pourraient également être explorées et comparées à l'option de référence. Une option serait une segmentation mécanique des crayons combustibles, ouvrant sur des colis de dimensions réduites. Cette option devrait faciliter la compatibilité industrielle du projet Cigéo. En revanche elle ajoute une étape industrielle avant le stockage et pose des questions spécifiques : sûreté-criticité avant et en stockage, rupture du confinement des gaines avant mise en conteneur...

### 4.2 Evaluations du risque de criticité

En comparaison des déchets HA vitrifiés et des déchets MAVL, leur contenu en matières fissiles confère aux combustibles usés une plus grande sensibilité au risque de criticité.

Les études 2013-2015 viseront à consolider les résultats obtenus au jalon 2005 établissant la maîtrise du risque de criticité en exploitation et après-fermeture. Une attention particulière sera portée au cas de colis comprenant plusieurs assemblages. Les travaux viseront à modéliser finement l'évolution géométrique de ces colis suite aux processus de corrosion et de déformations mécaniques et à intégrer cette évolution dans les évaluations de sûreté-criticité.

Les possibilités de prise en compte d'un « credit burnup » seront explorées en lien avec l'analyse de sûreté. L'étude tiendra compte des combustibles sous-irradiés susceptibles de présenter une plus forte réactivité.

### 4.3 Architecture et dimensionnement de l'installation souterraine et de la descendrie

Les études 2013-2015 conduiront à mettre à jour les études d'architecture de la zone de stockage de combustibles. Outre les alvéoles, cela comprend les galeries d'accès à ces alvéoles et les intersections.

Le dégagement thermique des colis de combustibles induit une plus grande emprise de l'installation souterraine et un plus grand volume de travaux souterrains.

Le dimensionnement thermique de l'installation souterraine sera précisé en tenant compte de la distribution des puissances thermiques des différents colis et des possibilités d'optimisation de l'architecture des ouvrages. Cela permettra de disposer d'une approche plus fine de l'emprise dans la couche argileuse.

Le volume de travaux et le nombre de colis de stockage à transférer dans l'installation souterraine conduiront à analyser plus en détail les flux d'exploitation. Cela permettra notamment de conforter le dimensionnement des ouvrages de liaison.

Concernant la descendrie, l'étude comparée des options décrites à la section 3.2.3 permettra de choisir les dispositions à mettre en œuvre dans le cadre de la première tranche de Cigéo pour assurer la compatibilité avec le stockage éventuel ultérieur de combustibles.

### 4.4 Analyses phénoménologiques et de sûreté

Les analyses phénoménologique et de sûreté d'ici 2015 viseront à consolider les conclusions du dossier 2005. Ces analyses s'appuieront sur les études d'architecture mentionnées en section 4.3. Plus généralement, on vérifiera le caractère favorable des architectures étudiées pour les combustibles au regard du fonctionnement thermique et hydraulique du stockage. Ces études constitueront par ailleurs une donnée d'entrée pour la mise à jour des évaluations d'impact radiologique qui sera réalisée pour 2015.

Comme pour les déchets vitrifiés, l'analyse de sûreté profitera de l'avancée de la connaissance depuis 2005, en particulier sur le site et sur le comportement du colis (conteneur et combustible). En effet, le milieu géologique, et notamment le Callovo-Oxfordien, a fait l'objet de travaux de R&D complémentaires en termes de caractérisation géologique, de détermination des propriétés physico-chimiques et de leur potentielle évolution sous des contraintes thermiques et mécaniques. Le modèle de comportement du combustible est en cours de développement. Depuis fin 2011, les travaux consistent en des exercices de comparaison avec des données expérimentales existantes ou en cours d'acquisition (expériences de lixiviation en eau de site). Cette démarche permet de qualifier progressivement le modèle, de tester sa robustesse et d'évaluer son niveau de conservatisme. Elle se poursuivra sur la période 2013-2015 avec des expériences de lixiviation de  $UO_2$  et  $(U-Pu)O_2$  se rapprochant de plus en plus des conditions attendues en stockage (eau de site en présence de fer et de matériaux d'environnement).

La R&D se poursuivra en vue de réviser la fraction labile des combustibles MOX en précisant l'influence de l'accumulation d'hélium sur la microstructure du combustible MOX. En parallèle, l'acquisition de données expérimentales complémentaires sur la fraction labile pour les combustibles MOX et les combustibles UOX, notamment pour les radionucléides d'intérêt ( $^{129}I$ ,  $^{14}C$ ,  $^{36}Cl$ ,  $^{79}Se$ ), est également prévue via le projet européen FIRST Nuclides. Enfin concernant les incertitudes qui subsistent sur la mobilité du chlore conduisant à retenir une fraction labile conservative, une étude spécifique est en cours afin d'évaluer plus précisément l'inventaire en chlore de la matrice combustible : ceci pourrait permettre à terme de diminuer les quantités en chlore relâchées.

Concernant les éléments de structures, les études porteront principalement sur l'effet des conditions de fonctionnement en réacteur sur les vitesses de corrosion des alliages de zirconium et sur la spéciation du carbone 14 relâché (projet européen CAST qui pourrait démarrer en 2013).

Les scénarios de sûreté pris en compte dans le dossier 2005 seront consolidés au regard de cette connaissance acquise en suivant la démarche de sûreté (analyse phénoménologique du stockage et analyse qualitative de sûreté) déjà mise en œuvre en 2005 pour l'ensemble des colis.

L'évaluation d'impact pour les scénarios retenus pour les combustibles profitera aussi de l'avancée des connaissances sur la spéciation des actinides, en champ proche du stockage, en particulier le plutonium et de l'uranium. L'avancée des connaissances sur le transport de l'iode 129, en particulier la prise en compte éventuelle d'un retard de son transport (mécanismes de type exclusion anionique...) sera intégrée dans les évaluations d'impact radiologique à long terme.