

3 Description du projet

Divers déchets seront produits par l'exploitation de la centrale nucléaire de Gentilly-2 jusqu'en 2013, par la réfection de la centrale, dont les principaux travaux (retubage) se dérouleront entre 2010 et 2011, ainsi que par la poursuite de son exploitation jusqu'à l'horizon 2035.

La réalisation d'un plan d'action visant à minimiser le volume de déchets radioactifs de la centrale est en cours depuis juin 2002 et se terminera au troisième trimestre de 2005. Ce plan vise principalement à vérifier l'entrée des matériaux en zone contrôlée (zones de radioprotection n^{os} 2 et 3), à améliorer la classification des déchets et à chercher des façons de réduire à la source le volume de déchets. On a notamment effectué des études à l'ASDR en vue d'optimiser l'utilisation des fosses de stockage.

Les déchets conventionnels, c'est-à-dire ceux qui ne sont pas radioactifs, seront gérés de la même manière que maintenant et n'exigeront pas d'infrastructure de stockage sur place.

L'implantation d'une nouvelle aire de stockage, soit l'IGDRS, sur le site de Gentilly est toutefois nécessaire pour contenir les déchets radioactifs produits. Une augmentation de la capacité de l'ASSCI est également prévue afin de répondre aux besoins additionnels de stockage à sec du combustible irradié.

3.1 Déchets non radioactifs résultant de la poursuite de l'exploitation et de la réfection de la centrale

Des déchets non radioactifs seront engendrés par la poursuite de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2. Ces déchets seront similaires aux déchets actuels décrits à la section 2.2.3 et seront gérés de la même façon.

Des déchets métalliques non radioactifs seront aussi produits par les travaux de réfection de la centrale et pourront être expédiés à la ferraille. Ils comprennent principalement les 28 000 tubes de condenseur en cuivre et en acier inoxydable, des plaques d'assise et 8 plaques tubulaires. Certaines pièces pourraient être mises en vente ou utilisées comme pièces de rechange. Ces équipements pourraient être placés dans un entrepôt temporaire sur la propriété d'EACL ou au nord de l'IGDRS.

3.2 Évaluation des besoins de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié

3.2.1 Besoins liés à la poursuite de l'exploitation de la centrale

3.2.1.1 Combustible irradié

Le réacteur CANDU de la centrale nucléaire de Gentilly-2 utilise comme combustible de l'uranium naturel. Le dioxyde d'uranium (UO_2), obtenu par raffinage des concentrés (U_3O_8) du minerai, est ensuite comprimé et fritté en pastilles à texture céramique. Ces pastilles sont scellées dans une gaine faite d'un alliage de zirconium. Chaque gaine et les pastilles qu'elle renferme forment un crayon. Chaque crayon contient 31 pastilles de dioxyde d'uranium.

Les grappes de combustible sont composées de 37 crayons soudés aux deux plaques d'extrémité (voir la figure 3-1). Les grappes ont une longueur de 495 mm, un diamètre de 102 mm et une masse de 24,1 kg, dont 19,3 kg d'uranium. Avant que les grappes soient placées dans le réacteur, les isotopes d'uranium sont constitués de 99,28 % d'uranium-238, de 0,71 % d'uranium-235 et d'un peu moins de 0,01 % d'uranium-234 (voir le tableau 3-1).

Dans le réacteur, les neutrons, principalement ralentis par l'eau lourde, fissionnent les noyaux d'uranium-235 contenus dans les pastilles de dioxyde d'uranium. Au moment de la fission, il y a libération d'énergie sous forme de chaleur ainsi qu'émission de rayonnements et de deux ou trois neutrons qui permettent de maintenir la réaction en chaîne. La chaleur dégagée sert à produire de l'électricité de la même façon que dans une centrale thermique classique. Avec le temps, les nouveaux éléments radioactifs formés à l'intérieur des pastilles réduisent le processus de fission en absorbant davantage de neutrons, ce qui diminue l'efficacité du combustible nucléaire. Après un séjour moyen d'un an dans le réacteur, les grappes de combustible sont retirées et placées dans la piscine de stockage. L'eau de la piscine sert à la fois au refroidissement des grappes et d'écran afin d'assurer la protection des humains contre les rayonnements.

Seulement 0,65 % du dioxyde d'uranium contenu dans une grappe de combustible se transforme en nouveaux éléments radioactifs, dont la plupart se changent ensuite très rapidement en éléments stables à mesure que décroît la radioactivité (voir le tableau 3-1). De fait, une heure après le retrait d'une grappe de combustible du réacteur, la radioactivité a diminué de plus de 60 %. Après dix ans, la radioactivité du combustible est mille fois moins élevée. Après 500 ans, la dose de rayonnement et la chaleur résiduelle s'élèveraient respectivement à $8,2 \times 10^{-4}$ Sv/h à 1 m et à 0,33 W par grappe. Une personne pourrait alors se tenir sans danger à proximité d'une grappe de combustible irradié.

Au début de son séjour dans la piscine, la grappe de combustible dégage une dose de rayonnement d'environ 27 000 Sv/h à 30 cm et sa chaleur résiduelle atteint 9 kW. La figure 3-2 illustre la décroissance de la radioactivité et de la chaleur résiduelle d'une grappe type de combustible irradié après son retrait du réacteur. Ainsi, après avoir séjourné en piscine pendant au moins six ans, une grappe de combustible présente un débit de dose gamma d'environ 3,2 Sv/h à 30 cm et sa chaleur résiduelle est estimée à 6 W.

Selon un facteur d'utilisation de la centrale de 80 %, environ 4 500 grappes de combustible irradié sont produites chaque année. Actuellement, 51 000 grappes de combustible sont entreposées à l'ASSCI.

Pour répondre aux besoins d'entreposage du combustible irradié produit par la poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035, il est nécessaire de construire 15 nouveaux modules CANSTOR. Ces installations de stockage pourraient recevoir 180 000 grappes de combustible, ce qui est suffisant pour recevoir le combustible entreposé temporairement dans la piscine de stockage après 2035.

3.2.1.2 Déchets radioactifs solides

Les déchets radioactifs solides compactables et non compactables engendrés par la poursuite de l'exploitation de la centrale seront du même type que les déchets actuellement stockés à l'ASDR. De même, les résines usées qui seront produites seront similaires à celles qui sont actuellement entreposées dans les deux réservoirs du bâtiment des services de la centrale de Gentilly-2.

Déchets compactables

Les déchets compactables ont une faible activité radioactive. Les déchets produits jusqu'à l'horizon 2035 seront constitués de papiers, de chiffons, de matières plastiques, de tissus, de vêtements, de bois et d'autres déchets contaminés provenant des laboratoires et de la zone contrôlée (zones 2 et 3). Ces déchets seront compactés en ballots avant d'être acheminés à l'installation de stockage.

Si la production de déchets compactables suit le même rythme qu'au cours des dernières années, soit environ 40 m³ ou 80 ballots par an, la capacité d'entreposage maximale de l'ASDR serait atteinte à la fin de 2006. Le plan d'action entrepris en juin 2002 prévoit de nouvelles mesures relatives à l'entrée et à la sortie des matériaux en zone contrôlée de même qu'une meilleure séparation des déchets. Ces mesures permettraient de réduire d'environ 25 % les déchets compactables, dont le volume serait abaissé à 65 ballots ou 33 m³ par année. De plus, on envisage un réaménagement de l'ASDR pour répondre aux besoins courants de la centrale à partir de 2005-2006. Des études sont menées à cette fin en vue d'optimiser l'utilisation des fosses et de fournir un espace additionnel pour les ballots.

Une estimation prudente établit à 1 160 m³ les besoins de stockage des déchets compactables résultant de la poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035 ; elle est basée sur une production de 40 m³ par an et sur un volume de 0,5 m³ par ballot, de façon à tenir compte des pertes d'espace (voir le tableau 3-2). Par ailleurs, la mise en œuvre des mesures de séparation proposées pourrait réduire ce volume.

Déchets non compactables

Les déchets non compactables comprennent des barils usagés, des métaux et des matériaux divers de faible activité, tels que des équipements et des pièces qui ne peuvent pas être décontaminés ou recyclés. Les barils sont utilisés notamment pour l'entreposage d'eau lourde, de matériel asséchant, de charbon activé et de résines. De plus, la centrale possède des systèmes de purification munis de filtres qui doivent être changés périodiquement.

Ces déchets non compactables produits entre 1983 et 2002 sont entreposés dans des conteneurs maritimes à l'intérieur du périmètre de la centrale de Gentilly-2. D'un volume évalué à plus de 1 100 m³, ils devront éventuellement être transférés à l'IGDRS. La poursuite jusqu'à l'horizon 2035 de l'exploitation de la centrale devrait produire un volume additionnel de 900 m³, pour un total de 2 000 m³. En tenant compte d'une réduction de volume de 25 % à 66 % selon les matériaux et d'une perte d'espace de 10 % dans les installations de stockage, on évalue à 1 065 m³ le besoin de stockage de ces déchets (voir le tableau 3-2).

La poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035 devrait nécessiter 27 filtres de 51 cm de diamètre, 170 filtres de 41 cm et environ le même nombre de filtres de 10 cm. Si on inclut les éléments chauffants du circuit de contrôle de pression du caloporteur (remplacés tous les 3 ans) et les conteneurs Siva-Blast associés au nettoyage des générateurs de vapeur (utilisation de deux conteneurs sur une période de 25 ans), le volume total d'entreposage est estimé à 60 m³ (voir le tableau 3-2).

Résines usées

En raison de leur activité, les résines usées des colonnes échangeuses d'ions doivent reposer pour permettre une décroissance avant de pouvoir être stockées à l'extérieur des bâtiments de production. Ces résines proviennent principalement des systèmes de purification du caloporteur primaire et du modérateur. Elles sont actuellement stockées dans deux réservoirs du bâtiment des services de la centrale, où elles occupaient environ 195 m³ au début de mai 2003. Un des réservoirs est considéré comme plein depuis janvier 2002. En tenant compte de la distribution des résines à l'intérieur des réservoirs, le second réservoir atteindrait la limite de dégagement d'eau vers 2008 et on aurait alors environ 260 m³ de résines entreposées à la centrale (Hydro-Québec Production, mai 2003). Des études sont en cours pour optimiser la gestion des réservoirs de résines et ainsi prolonger l'utilisation des réservoirs

jusqu'en 2013. L'opportunité de construire un troisième réservoir est aussi considérée en vue de fournir un volume additionnel de stockage. En dernier recours, Hydro-Québec Production pourrait devancer la date prévue de construction des ESRU.

En 2012, on construira à l'IGDRS des enceintes de stockage pour ces résines usées d'exploitation (ESRU), soit avant le transfert des résines du premier réservoir prévu en 2013. Les transferts ultérieurs de résines seront effectués lorsque les réservoirs seront prêts à être vidangés, en tenant compte des périodes de repos. En ajoutant un volume d'environ 240 m³ de résines associé à la poursuite de l'exploitation de la centrale, on obtient un volume total de résines usées de 500 m³ qui devra être transféré à l'IGDRS (voir le tableau 3-2).

3.2.2 Besoins liés à la réfection de la centrale

Les travaux de réfection de la centrale de Gentilly-2 incluent la décontamination du circuit caloporteur primaire, les travaux de retubage du réacteur de même que certains travaux accessoires sur d'autres composants de la centrale. Tous ces travaux engendreront divers types de déchets, dont certains seront radioactifs et d'autres non. Les déchets radioactifs devront être stockés dans les nouvelles installations de l'IGDRS. Ces déchets proviendront presque essentiellement des travaux de retubage du réacteur.

3.2.2.1 Travaux de réfection

Après avoir décontaminé le système caloporteur primaire, on effectuera les travaux de retubage du réacteur de même que d'autres travaux accessoires.

Décontamination du circuit caloporteur primaire

La radioactivité émise par le circuit caloporteur primaire peut résulter de l'activation des pièces métalliques ou de la contamination déposée sur sa surface intérieure.

L'activation des pièces métalliques est engendrée par l'absorption des neutrons par des constituants élémentaires des matériaux. Par exemple, les tubes de force sont fabriqués d'un alliage de zirconium et de niobium. Les isotopes stables (zirconium et niobium) de cet alliage sont transformés en isotopes instables (zirconium-93 et niobium-94) par suite de leur exposition aux neutrons. Il n'existe aucun procédé pour éliminer cette radioactivité ; seul le temps permet de la réduire.

La contamination déposée est liée aux éléments radioactifs présents dans le caloporteur primaire. Les composants du réacteur qui sont exposés au caloporteur primaire seront affectés par ce type de contamination. Contrairement à l'activation des pièces métalliques, la contamination déposée peut être réduite par un procédé de décontamination. Dans le cadre du présent projet, on envisage d'utiliser le procédé de

décontamination mécanique Siva-Blast et le procédé de décontamination chimique CAN-DEREM (EACL, octobre 2002).

Les procédés de décontamination permettront de réduire l'exposition des travailleurs à la radioactivité. Le facteur de réduction pourrait être de 5. Cependant, comme le procédé de décontamination chimique utilise des résines échangeuses d'ions, il produira un certain volume de résines usées qu'il faudra transférer à l'IGDRS, dans des installations appropriées.

En plus des résines, la décontamination produira des rejets liquides contaminés par le tritium et d'autres radionucléides et provoquera le dégagement de gaz qui pourraient être radioactifs.

Retubage du réacteur

Le système caloporteur primaire transporte la chaleur produite par le combustible vers les générateurs de vapeur (GV). Les composants du système caloporteur primaire qui seront remplacés (voir la figure 3-3) sont les suivants :

- les bouchons de fermeture ;
- les assemblages de positionnement ;
- une section des tuyaux d'alimentation et leurs accessoires ;
- les raccords d'extrémité avec les bouchons écrans à l'intérieur ;
- les tubes de force ;
- les pièces insérées des tubes de cuve ;
- les tubes de cuve.

En plus de contenir les grappes de combustible, les tubes de force canalisent le caloporteur primaire qui y circule, à une température variant entre 270 °C et 310 °C, afin de transporter la chaleur aux générateurs de vapeur. Au fil des ans, les dimensions et les microstructures des tubes de force ont été modifiées en raison des conditions de température, de contraintes mécaniques et de l'irradiation. De fait, l'eau lourde pressurisée et chaude qui circule dans les tubes de force peut entraîner une corrosion, une réduction de la résistance aux fractures et une pénétration du deutérium dans leur structure. Les tubes de force peuvent être endommagés par le mouvement des grappes de combustible et les particules en suspension dans le caloporteur. Leur vie utile peut aussi être déterminée par la dégradation des raccords d'extrémité, par le contact précoce entre les tubes de force et les tubes de cuve, et par la charge aux joints mécaniques entre les tuyaux d'alimentation et les raccords d'extrémité.

Les tubes de cuve isolent les tubes de force pour réduire la perte de chaleur. Ils traversent la calandre et sont attachés aux boucliers d'extrémité. Ils sont constitués de lamelles de zircalloy-2 attachées par une soudure continue.

Les deux bouchons d'extrémité, scellés mécaniquement aux raccords d'extrémité, sont retirés au moment du chargement des grappes de combustible dans le tube de force.

Les raccords d'extrémité des tubes de force relient ces derniers à la machine à chargement qui alimente le réacteur en combustible. Ils servent de voie d'entrée pour les grappes de combustible de même que pour les tuyaux d'alimentation. Chaque canal de combustible possède deux raccords d'extrémité, qui donnent accès aux deux bouts du tube de force. Les raccords d'extrémité sont fabriqués en acier inoxydable 403. Ils sont très résistants à la pression et à la corrosion.

Chaque raccord d'extrémité possède un assemblage de positionnement qui attache l'ensemble du canal de combustible et le maintient dans son sens axial. Les assemblages de positionnement s'ajustent pour permettre la croissance axiale, uniquement dans une direction.

Les tuyaux d'alimentation acheminent le caloporteur primaire (eau lourde) aux canaux de combustible. Des joints mécaniques assurent le contact entre les tuyaux d'alimentation et les raccords d'extrémité. Seule une partie des tuyaux d'alimentation sera remplacée au cours des travaux de réfection.

Les travaux de retubage du réacteur seront effectués selon les étapes suivantes :

- mise en état d'arrêt du réacteur ;
- retrait de toutes les grappes de combustible et transfert des grappes à la piscine de stockage ;
- désactivation des systèmes de sûreté ;
- drainage de l'eau lourde du circuit caloporteur primaire et du circuit modérateur ;
- drainage de l'eau lourde des tuyaux d'alimentation et des tubes de force ;
- entreposage temporaire d'une partie de l'eau lourde dans les réservoirs du réseau d'alimentation, le reste étant transféré dans des barils qui sont stockés dans la salle de gestion de l'eau lourde située dans le bâtiment des services de la centrale ;
- installation des plateformes et des appareils de levage, et préparation des espaces de travail : installation des équipements temporaires de blindage, etc. ;
- décontamination du circuit caloporteur primaire (voir la section précédente) ;
- coupe et retrait des tuyaux d'alimentation ;
- retrait des bouchons d'extrémité ;
- coupe, si nécessaire, et retrait des composants de la face du réacteur : bouchons de fermeture et bouchons écrans, assemblages de positionnement, joints mécaniques et raccords d'extrémité ;
- retrait des tubes de force et de cuve, et réduction de leur volume en timbres ;
- mise en conteneurs et transfert des composants radioactifs dans la partie de l'IGDRS dédiée aux déchets de retubage ;
- installation des nouveaux composants (tubes de force et de cuve, raccords d'extrémité, assemblages de positionnement) ;

- test de pression pour le gaz annulaire (gaz entre les tubes de force et les tubes de cuve) ;
- installation des nouvelles sections des tuyaux d'alimentation ;
- installation des grappes de combustible neuves dans le réacteur ; installation des bouchons écrans et des bouchons de fermeture ;
- remplissage du circuit modérateur et du circuit caloporteur ;
- retrait des plateformes et des appareils de levage, et restauration des espaces de travail ;
- essais, remise en service du réacteur, montée en puissance et raccordement au réseau.

Le retrait et la réduction du volume des composants seront effectués dans l'ordre suivant :

- tuyaux d'alimentation, entrée (amont) et sortie (aval) ;
- assemblages de positionnement, entrée et sortie ;
- bouchons écrans et bouchons de fermeture, entrée et sortie ;
- raccords d'extrémité, entrée et sortie ;
- tubes de force et tubes de cuve.

La figure 3-4 illustre le processus de gestion des déchets. Dans un premier temps, tous les tuyaux d'alimentation seront enlevés. De façon à réduire l'exposition des travailleurs, les tuyaux d'alimentation seront d'abord retirés de la face du réacteur en longues sections qui seront déplacées vers les aires d'entretien, où elles seront coupées en sections plus petites afin de faciliter leur manutention et leur entreposage. Chaque composant sera identifié selon sa fonction et son emplacement dans le procédé. Par exemple, les tuyaux d'alimentation de l'amont et de l'aval des canaux de combustible seront entreposés séparément.

Après avoir retiré les tuyaux d'alimentation, on enlèvera les assemblages de positionnement. Aucune réduction de volume n'est prévue pour ces composants. Les assemblages de positionnement seront classés avec les parties de faible et de moyenne activité associées aux raccords d'extrémité, puis ces derniers seront coupés et démantelés immédiatement après. On retirera la partie la plus active des raccords d'extrémité, avec les bouchons écrans à l'intérieur, afin de les placer avec les déchets de haute activité. Il est à noter que les raccords d'extrémité situés en aval des canaux de combustible sont plus radioactifs que les raccords amont.

Les tubes de force et de cuve seront enlevés dès que l'ensemble des raccords d'extrémité auront été retirés. On retirera les 380 tubes de force en premier, puis les pièces insérées des tubes de cuve et, enfin, les tubes de cuve eux-mêmes.

Ces travaux produiront des déchets radioactifs qui devront être stockés à l'IGDRS.

Travaux accessoires

Des travaux accessoires seront effectués, dont :

- le retubage du condenseur ;
- le remplacement de certains câbles de mesure de la température ;
- la réfection complète du turbo-alternateur, qui comprend :
 - le rebobinage du rotor et du stator de l'alternateur ;
 - le réalignement de l'ensemble ;
 - le remplacement du système de contrôle électropneumatique, devenu obsolète ;
 - le redressement des corps internes basse pression ;
- le remplacement des ordinateurs de contrôle ;
- la mise à niveau d'une partie des logiques des deux systèmes d'arrêt d'urgence ;
- l'automatisation d'une partie du fonctionnement du système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur.

On profitera par ailleurs de l'arrêt prolongé de la centrale pour effectuer plusieurs inspections exceptionnelles. Certaines de ces inspections pourraient engendrer des déchets radioactifs.

3.2.2.2 Déchets radioactifs solides

Les travaux de réfection produiront divers types de déchets en plus des composants retirés du réacteur, notamment des équipements de protection du personnel (vêtements de plastique, gants, etc.), des équipements de blindage temporaires, des supports de plateformes et de l'équipement de procédé qui ne pourront être décontaminés ou recyclés.

On effectuera un tri et un classement préalable de façon à séparer les déchets radioactifs de ceux qui ne le sont pas. Les déchets non radioactifs pourront être dirigés vers un lieu d'enfouissement approprié ou être recyclés. Les déchets radioactifs seront classés de la même façon que les déchets d'exploitation, soit en fonction des trois niveaux de débits de dose présentés à la section 2.2.2. Ce classement permettra d'optimiser l'utilisation des installations de stockage des déchets radioactifs solides. Une fois triés et classés, les déchets radioactifs seront entreposés dans différents contenants et conteneurs selon leur niveau d'activité, leurs dimensions et leur type (voir la figure 3-4).

La conception et les dimensions des unités à construire à l'IGDRS reposent sur une analyse des besoins de stockage. Le tableau 3-3 présente une estimation de la masse, du volume, de l'activité et du mode de stockage des différents déchets radioactifs qui résulteront de la réfection. Afin de sélectionner le bon type d'unité de stockage et de prévoir un nombre d'unités suffisant, on a classé les déchets en tenant compte de leurs caractéristiques radiologiques et physiques :

- déchets de haute activité ;
- déchets compactables de faible et de moyenne activité ;
- déchets non compactables de faible et de moyenne activité ;
- résines usées.

Déchets de haute activité

Les déchets de haute activité comprennent :

- les tubes de force et les tubes de cuve ;
- les pièces insérées des tubes de cuve ;
- les raccords d'extrémité avec les bouchons écrans à l'intérieur.

Les tubes de force et les tubes de cuve, de même que les ressorts d'espacement qui sont en contact direct avec ces pièces, subiront une réduction de volume. Jusqu'à quatre déchiqueteuses (voir la figure 3-5) pourront être utilisées pour les réduire en timbres plats de 25 cm² (voir la figure 3-6). Ces déchets seront placés dans de petits contenants cylindriques en acier constitués d'une cellule unique ayant une capacité de stockage de 0,18 m³. Chaque contenant pourra inclure l'équivalent de cinq tubes de force ou onze tubes de cuve réduits en timbres (voir la figure 3-7).

Au préalable, on aura enlevé les pièces insérées des tubes de cuve à l'aide d'un équipement de retrait. Les déchets qui en résulteront, assemblés sur un mandrin, seront déposés avec ce dernier dans des contenants cylindriques similaires aux précédents, mais divisés en six cellules de 0,014 m³ chacune, offrant une capacité totale de stockage de 0,083 m³ (voir la figure 3-7).

Les sections les plus actives des raccords d'extrémité, avec les bouchons écrans à l'intérieur, constituent également des déchets de haute activité. Ces sections pourront être découpées en longueur n'excédant pas 1,05 m à l'aide de l'appareil de coupe illustré à la figure 3-8. Le volume après coupe de ce type de déchets dépendra de la décision de sectionner ou non la partie la plus active des raccords d'extrémité. Si cette partie n'est pas sectionnée, le volume des raccords d'extrémité sera de l'ordre de 48 m³ (voir le tableau 3-3). Avec sectionnement, le volume serait réduit de moitié. Les sections les plus actives des raccords d'extrémité seront par la suite déposées dans de grands contenants cylindriques en acier, d'un volume de 0,30 m³. Ces contenants sont divisés en cinq cellules de 0,033 m³ chacune, pour une capacité totale utile de stockage de 0,165 m³ (voir la figure 3-7).

Avant leur transfert aux installations de stockage, tous ces déchets seront drainés et asséchés convenablement au moyen d'une pression négative, d'un chauffage par induction ou d'une ventilation chaude, selon le cas. Des stations de séchage seront aménagées à cette fin dans le bâtiment des services de la centrale.

Déchets compactables de faible et de moyenne activité

Les déchets compactables de faible et de moyenne activité, comme les équipements de protection des travailleurs, seront compactés en ballots de 0,45 m³ qui seront cerclés avec des sangles métalliques. Ce conditionnement est le même que pour les déchets de même type entreposés à l'ASDR et procure un facteur de réduction de volume d'environ 6,2. Ces ballots seront chargés directement dans les EDFMA.

Les travaux de réfection devraient produire un volume brut d'environ 800 m³ de déchets compactables, soit un volume après compaction de l'ordre de 133 m³. Par prudence, on a retenu un volume de 200 m³ aux fins de l'estimation des besoins de stockage (voir le tableau 3-3).

Déchets non compactables de faible et de moyenne activité

Des déchets non compactables de faible et de moyenne activité proviendront des travaux de retubage. Les tuyaux d'alimentation et leurs accessoires (assemblages de raccords Grayloc, assemblages de support, espaceurs, trappes à gel), les bouchons d'extrémité, les assemblages de positionnement et la partie la moins active des raccords d'extrémité sont inclus dans cette catégorie. Pour réduire les volumes, les accessoires des tuyaux d'alimentation seront préalablement séparés des tuyaux, qui pourront ainsi être entassés de façon optimale dans des boîtes métalliques en acier prévues pour leur transfert à l'IGDRS. Les dimensions types de ces boîtes seront de 188 cm de longueur sur 117 cm de largeur et 58 cm de hauteur, pour une capacité de 1,24 m³ ou 2 268 kg (voir la figure 3-9). Les autres déchets seront emballés manuellement dans des boîtes d'aluminium plus petites, qui seront par la suite déposées dans les boîtes de 1,24 m³.

Si on considère l'enlèvement de longues sections des tuyaux d'alimentation, le volume de déchets non compactables de faible et de moyenne activité associé aux travaux de réfection atteindrait environ 222 m³ (voir le tableau 3-3).

D'autres déchets non compactables, de plus grandes dimensions, ne pourront être placés dans des boîtes (ex. : éléments de structure comme les barrières de protection et les poutres). Ces déchets et équipements, qui ne pourront être décontaminés complètement pour des raisons de faisabilité technique ou économique, seront emballés et entreposés directement dans les enceintes de stockage après une décontamination superficielle.

Résines usées

Le circuit caloporteur primaire sera décontaminé par un procédé chimique (CANDEREM) qui emploie des résines échangeuses d'ions. Cette décontamination engendrera quelque 70 m³ de résines radioactives (voir le tableau 3-3).

3.3 Choix des installations de stockage

La présente section décrit les deux types d'unités de stockage approuvées pour le stockage à sec du combustible irradié, soit les modules CANSTOR et les silos. Elle décrit également les différentes options techniques qui ont été analysées en vue de déterminer les unités de stockage de l'IGDRS.

3.3.1 Stockage du combustible irradié

On décrit ici les deux modes de stockage retenus pour le stockage à sec du combustible irradié de même que les critères de radioprotection, de sûreté et de sécurité qui les caractérisent.

3.3.1.1 Modes de stockage approuvés

En 1993, après avoir évalué divers concepts de stockage, Hydro-Québec a choisi la technologie de stockage à sec intérimaire mise au point par EACL en raison des avantages qu'elle offre au chapitre de la protection de l'environnement, de la sûreté nucléaire et radiologique, de la maîtrise de la technologie et de l'économie. La technologie d'EACL porte sur deux types d'unités de stockage, soit les silos et les modules CANSTOR. Ces deux modes de stockage assurent la même sécurité et la même protection du personnel, du public et de l'environnement. Hydro-Québec privilégie les modules CANSTOR, car ils offrent une meilleure performance sur le plan de l'évacuation de la chaleur, ils occupent environ 40 % moins d'espace et ils exigent des investissements moindres.

Hydro-Québec a obtenu les autorisations du gouvernement du Québec et de la CCSN lui permettant d'utiliser les deux types d'unités à l'ASSCI en 1995. Jusqu'à présent, l'entreprise n'a utilisé que les modules CANSTOR, mais elle entend employer, au besoin, les deux types d'unités de stockage de façon à profiter d'une plus grande souplesse d'exploitation et d'optimiser les coûts. Par exemple, les silos pourraient s'avérer utiles à la fin de la vie utile de la centrale, si un nombre réduit de grappes à stocker ne justifiait pas la construction d'un module CANSTOR.

À la suite de la mise en service des deux premiers modules, Hydro-Québec a mis en œuvre un processus d'amélioration technique. L'expérience acquise sert ainsi à améliorer des détails de construction des modules suivants. Les demandes de modifications techniques sont approuvées par le concepteur, autorisées par la CCSN

et incluses aux plans au fur et à mesure de l'ajout des modules. Cette façon de procéder continuera d'être favorisée.

3.3.1.2 Critères de radioprotection, de sûreté et de sécurité du module CANSTOR

Le béton du module CANSTOR offre une grande résistance aux intempéries. Ainsi, les charges statiques, dynamiques ou thermiques sont inférieures à la capacité de la structure. La surface en béton est renforcée à l'aide d'une armature en acier afin d'éviter les défauts structurels. La surface externe des cylindres en acier est exposée à l'air circulant par convection naturelle à l'intérieur de l'enceinte du module. Par mesure de précaution, la surface extérieure des cylindres est galvanisée afin d'augmenter la résistance à la corrosion. La structure du module CANSTOR est conçue de manière à résister aux conditions météorologiques sans que sa surface externe ne subisse de détérioration majeure pendant toute sa vie utile d'au moins 50 ans.

Intégrité structurelle et considérations sismiques

Les contraintes statiques et dynamiques que subira la structure ont été examinées à l'aide du logiciel d'analyse par éléments finis STARDYNE (Hydro-Québec, mai 2001). À cette fin, on a construit un modèle tridimensionnel représentant un quadrant de module CANSTOR. Les analyses ont permis de constater que :

- le module présente une grande stabilité par rapport aux renversements, aux glissements ou aux soulèvements ;
- les contraintes exercées sur la structure sont toujours inférieures aux limites prescrites ;
- le module résiste à l'impact découlant de la chute d'objets tels que le château de transfert ;
- le module résiste à un séisme de base présentant une accélération horizontale de 0,3 g ;
- le module résiste à des vents de 420 km/h et à des projectiles provenant d'une tornade et le frappant directement à n'importe quel endroit.

Analyse de blindage

L'épaisseur des parois du module CANSTOR (96,5 cm) et de la dalle supérieure (107 cm) garantit un débit de dose inférieur à $25 \mu\text{Sv/h}^{[a]}$ au contact de la structure dans le cas de combustible irradié ayant séjourné en piscine pendant au moins six ans. Les entrées et les sorties d'air du module sont faites d'une série de chicanes pour éliminer les rayonnements gamma directs. De plus, des clôtures sont érigées sur le pourtour du site à une distance donnant lieu à un débit de dose inférieur à $2,5 \mu\text{Sv/h}^{[b]}$.

Dissipation thermique

Conditions normales

Les grappes de combustible qui sont placées dans les modules CANSTOR ont séjourné au moins six ans dans la piscine de stockage et elles dégagent en moyenne 6,08 W chacune. La chaleur résiduelle totale de chaque panier, contenant 60 grappes, est donc estimée à 365 W, ce qui correspond à 3 650 W par cylindre étanche contenant 10 paniers. Selon une étude publiée en 1992 (Beaudoin et Fiorino, 1992a, cité par Hydro-Québec, mai 2001), la température maximale de conception d'une grappe de combustible dans le cylindre d'un module CANSTOR est estimée à 145 °C pour une température ambiante de 40 °C. Ces températures ont été interpolées à la suite de deux séries d'essais sur la dissipation thermique effectués aux laboratoires de recherches d'EACL à Whiteshell, au Manitoba. Ces essais portaient sur les éléments suivants :

- un panier placé dans un cylindre étanche en 1989 (Patterson, 1990, cité par Hydro-Québec, mai 2001) ;
- une section de quatre cylindres étanches d'un module de stockage en 1990 (Swanson, 1992, cité par Hydro-Québec, mai 2001).

Les températures internes de la structure de béton et des cylindres étanches ont aussi été évaluées à partir de ces essais (Beaudoin et Fiorino, 1992b, et Beaudoin, 1992b, cités dans Hydro-Québec, mai 2001). L'écart entre la température du béton du module CANSTOR et celle de l'air ambiant ne dépasserait pas 24 °C. Le gradient de température à travers la paroi de béton serait quant à lui de 19 °C. Ces valeurs sont bien inférieures à celles des silos. Les contraintes thermiques appliquées à la structure du module CANSTOR seraient donc inférieures aux limites acceptables.

[a] $25 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-5} \text{ Sv/h}$

[b] $2,5 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-6} \text{ Sv/h}$

On a installé des thermocouples dans les deux premiers modules CANSTOR de façon à valider les températures du combustible. L'étude du comportement thermique du module CANSTOR n° 1, publiée en mai 1997 (Moffet et Paquin, 1997, cité par Hydro-Québec, mai 2001), démontre clairement que les critères de conception ont été satisfaits. En effet, les mesures de température effectuées sur le module CANSTOR de 1995 à 1997 confirment la validité des hypothèses de conception concernant la température maximale du combustible, la température maximale du béton et les gradients de température dans le béton. Les résultats montrent que la température ambiante à l'extérieur de l'unité de stockage est inférieure d'au moins 10 °C à la température ambiante de conception du module (40 °C). Sans même tenir compte de cet écart, avec un module rempli de combustible refroidi depuis six ans et à la température ambiante de conception, on obtient les marges suivantes :

- la température du combustible est de 140 °C, soit 20 °C de moins que la limite de conception de 160 °C ;
- la température de la paroi interne du plafond du module (la plus chaude) est de 34 °C inférieure à la limite locale de 95 °C ;
- le gradient de température du plafond est de 14 °C inférieur au gradient utilisé dans les analyses de contraintes ;
- le gradient de température du mur est inférieur à celui des analyses de contraintes.

Afin de s'assurer que la température maximale du combustible et que les gradients de température de la structure restent à l'intérieur des limites permises, on a chargé un cylindre de chaque côté du module CANSTOR n° 2 avec du combustible ayant séjourné environ six ans dans la piscine de stockage. Les mesures de température effectuées sur le module n° 2 de la fin de 1998 jusqu'en avril 2000 montrent que les estimations de conception sont adéquates. Pour un module entièrement rempli de combustible refroidi pendant six ans et à la température ambiante de conception (40 °C), on obtient les résultats suivants (Shill, 2000, cité par Hydro-Québec, mai 2001) :

- La température maximale du combustible dans un panier chaud n'est que de 143 °C, soit environ 17 °C de moins que la température cible de 160 °C ; elle est donc bien inférieure à la température maximale acceptable du combustible, qui est de l'ordre de 180 °C. Cette température correspond à une cinétique extrêmement lente d'oxydation du dioxyde d'uranium et fournit l'assurance additionnelle du maintien de l'intégrité du combustible sur de très longues périodes de temps.
- La température de la paroi interne du plafond du module au centre des cylindres C5, C6, D5 et D6 est de 32 °C inférieure à la limite locale de 95 °C pour des paniers chauds ; la température du béton du plafond en contact avec le haut du cylindre est de 22 °C inférieure à la limite locale.
- Le gradient de température du plafond est de 12 °C inférieur au gradient utilisé dans les analyses de contraintes pour les paniers chauds.
- Le gradient de température du mur pour les paniers chauds est inférieur d'environ 0,6 °C à la valeur utilisée dans les analyses de contraintes.

Les résultats des mesures thermiques prises sur les modules n^{os} 1 et 2 appuient l'abaissement de sept à six ans de la restriction réglementaire liée à l'âge de stockage du combustible irradié. Ils indiquent également que le stockage serait réalisable et sécuritaire après une période de refroidissement inférieure à six ans en piscine.

La figure 3-10 illustre la distribution des températures dans un module CANSTOR.

Conditions anormales

La circulation de l'air dans le module CANSTOR s'effectue par convection naturelle grâce à des entrées et à des sorties d'air traversant les parois de béton. Les entrées et les sorties d'air sont couvertes d'une grille en acier très résistante et soudée en place. Cependant, il est prudent d'évaluer que les entrées ou les sorties d'air pourraient éventuellement être obstruées par des débris.

Les entrées et les sorties d'air sont situées respectivement à 1,3 m et 5,6 m de la partie inférieure de la base du module CANSTOR. Il est donc très improbable que des débris s'accumulent jusqu'à cette hauteur sans que le phénomène ne soit perçu par le personnel de la centrale. La partie supérieure de la base du module CANSTOR est au-dessus du niveau de la crue décennale, qui est de 7,7 m. Les entrées ne peuvent donc vraisemblablement être bloquées par une inondation puisqu'elles sont situées à 8,9 m.

De façon à parer à toute éventualité, on a conçu le module de façon à ce qu'il tolère des blocages importants des différents conduits d'air. Même durant ces événements hautement improbables, la température des grappes de combustible se maintiendrait à des niveaux acceptables. Le premier cas étudié est celui du blocage simultané des cinq entrées et des six sorties d'air situées d'un côté du module. Selon les simulations effectuées (Swanson, 1992, cité par Hydro-Québec, mai 2001), la température des grappes de combustible, même dans ce cas improbable, s'élèverait à 155 °C. Par ailleurs, si une tempête de neige venait à obstruer toutes les entrées d'air d'un module CANSTOR, on estime que la température du combustible atteindrait 160 °C.

Selon une étude de l'Electric Power Research Institute (EPRI, 1989, cité par Hydro-Québec, mai 2001), réalisée conjointement par l'Université Stanford et EACL, la probabilité de défaillance de grappes qui seraient stockées pendant 100 ans à 200 °C est de l'ordre de 10^{-3} . Il reste que les procédures de déneigement de l'ASSCI permettent de diminuer ce risque et de réduire la période de temps pendant laquelle les ouvertures pourraient éventuellement être obstruées. À la suite d'un tel incident, on procéderait à la vérification de l'étanchéité des cylindres concernés.

Confinement des produits radioactifs

Le confinement des produits radioactifs à l'intérieur du module CANSTOR est assuré par trois barrières étanches, soit la gaine du combustible, le panier et le cylindre.

- La gaine renfermant le combustible irradié constitue la première barrière de confinement servant à prévenir la fuite de produits radioactifs à l'intérieur du panier.
- Le panier en acier inoxydable constitue la deuxième barrière de confinement. Il est soudé hermétiquement après les opérations de remplissage et de séchage, puis les soudures sont inspectées et, au besoin, réparées.
- La troisième barrière de confinement est constituée du cylindre en acier au carbone galvanisé. Une fois rempli, ce cylindre est soudé au couvercle permanent et à la plaque de protection, après quoi le personnel de l'AIEA appose les scellés.

Le module CANSTOR est conçu de manière à empêcher tout rejet radioactif pendant toute sa vie utile, soit au moins 50 ans. Des essais d'étanchéité effectués à intervalles réguliers permettent de détecter toute fuite ou détérioration d'un composant et de prendre les mesures correctives appropriées.

3.3.1.3 Critères de radioprotection, de sûreté et de sécurité du silo

Le concept de base des silos envisagés pour la centrale de Gentilly-2 est identique à celui des silos de la centrale nucléaire de Point Lepreau, au Nouveau-Brunswick. Il constitue une variante du concept original adopté aux laboratoires de Whiteshell, au Manitoba, et à la centrale de Gentilly-1. Ce concept de silos de béton est utilisé depuis juillet 1977 et des silos de démonstration sont en service depuis octobre 1975.

Le béton du silo offre une grande résistance aux intempéries. Les cylindres en acier sont protégés des intempéries par le béton à l'extérieur et enduits de peinture époxy à l'intérieur. Ils sont donc protégés contre la corrosion. L'utilisation d'acier galvanisé pour le système d'échantillonnage constitue une mesure additionnelle de protection contre la détérioration des structures, ce qui garantit une vie utile d'au moins 50 ans.

Intégrité structurelle et considérations sismiques

Les silos sont conçus de manière à supporter les charges utiles et le poids mort, mais aussi à résister aux contraintes thermiques, aux contraintes de pression, de fluage et de rétrécissement, aux charges sismiques et aux vents forts. Ils reposent sur des fondations en béton situées au-dessus du niveau hydrostatique, sur une assise en BCR. La capacité d'appui est suffisante, puisque la pression d'appui des silos est bien inférieure à celle de la roche ou des fondations. Une étude portant sur le tassement des points d'appui sous la charge d'un silo a permis de constater que le tassement sera négligeable pendant toute la vie utile de l'ouvrage.

Les silos sont par ailleurs conçus pour résister à un séisme de base d'une accélération horizontale de 0,25 g et verticale de 0,167 g (AECL, 1990b, cité par Hydro-Québec, mai 2001).

Analyse de blindage

Une vérification du blindage des silos de la centrale nucléaire de Point Lepreau indique que l'épaisseur des parois en béton et en acier du silo (96,8 cm et 9,5 mm respectivement) garantit un débit de dose de rayonnement radial inférieur à 25 $\mu\text{Sv/h}^{[a]}$ au contact. De même, l'épaisseur du couvercle (101,6 cm de béton et 0,63 cm d'acier au carbone) permet d'obtenir des débits de dose axiale inférieurs à 25 $\mu\text{Sv/h}^{[a]}$ au contact.

Dissipation thermique

On estime à 6,08 W la chaleur résiduelle moyenne produite par les actinides et les produits de fission d'une grappe de combustible ayant séjourné en piscine pendant au moins six ans. La chaleur résiduelle totale de chaque panier est donc de 365 W, soit 3 285 W par silo renfermant neuf paniers.

Des essais menés sur une maquette fabriquée pour le projet de Point Lepreau indiquent que la température d'une grappe de combustible stockée dans un silo ne dépasse pas 159 °C. Cette température est atteinte au début de la période de stockage, après quoi elle décroît avec le temps.

En ce qui touche l'incidence des contraintes thermiques sur l'intégrité de la structure du silo, ces essais montrent que :

- la température maximale du béton sur la paroi interne du silo est de 88 °C (voir la figure 3-10) ;
- la contrainte thermique maximale de 10,6 MPa exercée sur le béton de la paroi interne est inférieure à la contrainte en compression admissible pour le béton, qui est de 15,3 MPa ;
- la contrainte thermique maximale exercée sur le béton de la paroi extérieure (5,5 MPa), attribuable à l'écart de température entre le béton et l'air ambiant, est inférieure à la contrainte admissible (15,3 MPa).

[a] 25 $\mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h

Confinement des produits radioactifs

Comme dans le cas du module CANSTOR, le confinement des produits radioactifs à l'intérieur du silo est assuré par trois barrières étanches, soit la gaine du combustible, le panier et le cylindre.

- La gaine renfermant le combustible irradié constitue la première barrière de confinement pour prévenir la fuite de produits radioactifs à l'intérieur du panier.
- Le panier en acier inoxydable constitue la deuxième barrière de confinement. Il est soudé hermétiquement après les opérations de remplissage et de séchage, puis les soudures sont inspectées et, au besoin, réparées.
- La troisième barrière de confinement est constituée d'un cylindre formant la paroi intérieure du silo. Une fois le silo rempli, le cylindre, le couvercle permanent et la plaque de protection sont soudés ensemble de façon étanche, après quoi le personnel de l'AIEA appose les scellés.

Le silo en béton est conçu de manière à empêcher tout rejet radioactif pendant toute sa vie utile, soit au moins 50 ans. Des essais d'étanchéité effectués à intervalles réguliers permettraient de détecter toute fuite ou détérioration d'un composant et de prendre les mesures correctives appropriées.

3.3.2 Stockage des déchets radioactifs solides

Les différentes options et les critères appuyant les choix retenus pour les unités de stockage de l'IGDRS sont présentés ci-après.

3.3.2.1 Critères de radioprotection, de sûreté et de sécurité

Les critères de radioprotection, de sûreté et de sécurité qui s'appliquent en tout ou en partie aux installations de stockage des déchets radioactifs solides, selon le type d'unité, sont les suivants :

- emprise au sol minimale ou optimisée ;
- vie utile minimale de 50 ans ;
- intégrité structurelle et considérations sismiques ;
- structures scellées pour éviter toute infiltration d'eau ou émission de gaz ;
- blindage suffisant : le débit de dose au contact des parois extérieures doit être inférieur à $25 \mu\text{Sv/h}^{[a]}$ et le débit de dose à la clôture délimitant l'aire de stockage doit être inférieur à $2,5 \mu\text{Sv/h}^{[b]}$;
- protection contre les intempéries ;

[a] $25 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-5} \text{Sv/h}$

[b] $2,5 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-6} \text{Sv/h}$

- construction, mécanismes de détection de fuites, accès et inspection : l'espace prévu autour des structures est suffisant pour permettre une manipulation sécuritaire des couvercles ou mécanismes d'ouverture ainsi que des déchets eux-mêmes ;
- prévisions pour le démantèlement ;
- expérience acquise ;
- possibilité de récupérer les contenants de déchets ;
- maximisation de l'utilisation des équipements existants.

3.3.2.2 Définition des options de stockage

Différents types d'unités ont été analysés pour répondre aux besoins de stockage des déchets radioactifs solides de réfection et d'exploitation de la centrale de Gentilly-2. Ces unités correspondent à des structures robustes en béton. Leurs dimensions et leur forme sont minutieusement choisis pour satisfaire les besoins d'un stockage sécuritaire et sûr, et pour occuper le moins d'espace possible. Ces unités de stockage sont similaires et aussi performantes que d'autres déjà construites dans des complexes nucléaires canadiens, tels que ceux de Point Lepreau au Nouveau-Brunswick et de Bruce en Ontario. Certaines d'entre elles pourraient être utilisées tant pour les déchets de réfection que pour les déchets d'exploitation, dans la mesure où ces deux activités produiront des déchets de même nature et de même niveau d'activité. Les sections suivantes décrivent, dans leurs grandes lignes, les particularités techniques des options analysées. Le tableau 3-4 présente une synthèse de la description technique des principales unités de stockage étudiées.

Enceinte de stockage des déchets compactables et non compactables (type 1A)

L'enceinte de type 1A est une structure rectangulaire hors terre en béton armé d'une largeur de 4,6 m, d'une hauteur de 4,2 m et d'une longueur approximative de 14,3 m. Elle possède un couvercle et des murs en béton qui assurent le blindage radiologique. Le drainage s'effectue par une pente de 1 % du plancher qui rejoint un drain et une canalisation. Ce type d'enceinte est conçu pour recevoir des déchets compactables et non compactables de faible et de moyenne activité. Les déchets compactables sont stockés en ballots, alors que les déchets non compactables peuvent être déposés directement à l'intérieur de l'enceinte ou dans les contenants en acier. En augmentant l'épaisseur des murs de 0,61 m à 1,04 m, ce type d'enceinte peut aussi être utilisé pour stocker des filtres usagés, dont l'activité est plus élevée, en respectant toujours un débit de dose inférieur à 25 $\mu\text{Sv/h}^{[a]}$ au contact des murs.

La conception de l'enceinte de type 1A est sensiblement la même que celle de la fosse de type B déjà utilisée à l'ASDR du complexe nucléaire de Gentilly pour des déchets semblables. L'enceinte de type 1A est utilisée à la centrale de Point Lepreau au Nouveau-Brunswick. Elle servira aussi au stockage de certains déchets de

[a] 25 $\mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h

réfection à cet endroit, si les travaux de réfection ont lieu. À Point Lepreau, ce type d'unité a une capacité de stockage de l'ordre de 142 m³.

La figure 3-11 présente une coupe type d'une enceinte de type 1A.

Fosse à déchets de faible et de moyenne activité (type B)

La fosse de type B correspond à une structure rectangulaire en béton armé partiellement enfouie. Déjà utilisée pour la phase 1 de l'ASDR du complexe nucléaire de Gentilly, elle présente des dimensions de 13,3 m sur 3,4 m sur 3,3 m et compte quatre compartiments (Hydro-Québec, février 1981). L'enceinte possède un couvercle en béton armé et les murs ont une épaisseur de 0,6 m. Le blindage radiologique est assuré essentiellement par le béton. Le drainage s'effectue par une pente de 1 % du plancher qui rejoint un drain et une canalisation.

Comme l'enceinte de type 1A, la fosse de type B est conçue pour recevoir des déchets compactables et non compactables de faible et de moyenne activité. Les déchets compactables sont stockés en ballots, alors que les déchets non compactables peuvent être déposés directement dans l'enceinte ou dans des contenants en acier, selon le cas. Le débit d'exposition au contact des murs de l'enceinte est inférieur à 25 µSv/h^[a].

La figure 3-12 présente une fosse de type B.

Fosse à déchets de faible et de moyenne activité (type C)

La fosse de type C s'apparente à la fosse de type B, mais comporte deux compartiments au lieu de quatre. Cette fosse, utilisée notamment à la phase 2 de l'ASDR du complexe nucléaire de Gentilly pour des déchets de faible activité, présente des dimensions de 11,8 m sur 3,9 m sur 3,3 m (Hydro-Québec, février 1981).

La figure 3-13 montre une fosse de type C.

Bâtiment de stockage des déchets faiblement radioactifs

Le bâtiment de stockage des déchets faiblement radioactifs est un entrepôt dont les murs et le plancher sont en béton. Ce type d'installation non chauffée est utilisé au site de Bruce en Ontario. Ses dimensions sont de 30,7 m de largeur sur 47,1 m de longueur et 7,9 m de hauteur, pour une capacité de stockage de 8 000 m³. Les murs et le plancher ont une épaisseur respective de 0,38 m et de 0,05 m.

Des plaques de béton sont ajoutées au besoin afin de respecter un débit d'exposition au contact des murs inférieur à 25 µSv/h^[a]. Cette installation est conçue pour recevoir des déchets de différents types ayant un débit de dose inférieur à 0,01 Sv/h mesuré au

[a] 25 µSv/h correspond à $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h

contact des déchets. Les déchets compactables sont entreposés en ballots et les déchets non compactables sont placés dans différents types de conteneurs, selon le type de déchets (cendres, résines, pièces métalliques). Le drainage est effectué par un drain connecté à une fosse de drainage.

La figure 3-14 illustre un bâtiment de stockage des déchets faiblement radioactifs.

Enceinte de stockage des filtres usagés (type A)

L'enceinte de type A est conçue pour le stockage des filtres radioactifs usagés. Elle correspond à une structure rectangulaire bétonnée d'une longueur de 12,3 m, d'une largeur de 5,1 m et d'une hauteur de 3,8 m (EACL, novembre 2002). Les filtres sont stockés dans des cylindres coulés dans le béton. Ce type d'enceinte est similaire à la fosse A-13 actuellement utilisée à l'ASDR du complexe nucléaire de Gentilly, qui compte 36 cylindres de 51 cm de diamètre et 72 cylindres de 41 cm (Hydro-Québec, février 1981). Chaque cylindre peut contenir deux filtres, peu importe leur type. L'enceinte est fermée par un couvercle en béton armé et les murs ont une épaisseur de 0,6 m. Le blindage radiologique est assuré par le béton. Aucun dispositif de drainage n'est nécessaire.

L'enceinte de type A est conçue pour stocker des filtres d'activité moyenne et élevée. C'est pourquoi le transfert des filtres radioactifs de la centrale à l'enceinte est réalisé à l'aide d'un château de transfert afin de réduire l'exposition des travailleurs.

La figure 3-15 présente la conception d'une enceinte de stockage des filtres usagés.

Fosse souterraine IC-18

L'unité de stockage IC-18 est actuellement utilisée pour le stockage de certains déchets radioactifs solides sur le site de Bruce en Ontario. Elle est constituée d'un cylindre souterrain en acier au carbone de 1,73 m de diamètre et de 11,75 m de hauteur, entouré d'une gaine de béton. L'accès à l'unité s'effectue au niveau du sol par le couvercle en béton.

Les avantages de l'unité IC-18 sont liés à une grande capacité de stockage, à ses coûts de construction raisonnables, à sa facilité d'exploitation et à la variété des déchets qu'on peut y entreposer. Cette unité permet en effet de stocker une grande variété de conteneurs et différents types de déchets de moyenne et de haute activité. Les déchets peuvent être des résines échangeuses d'ions, des filtres radioactifs, des colonnes échangeuses d'ions, des composants de procédé et des déchets compactables d'activité trop élevée pour être stockés dans les autres types d'unités.

La capacité maximale d'entreposage de la fosse souterraine IC-18 atteint 18 m³. Le blindage est assuré par le cylindre en acier, les structures en béton et le sol entourant

l'unité. Le drainage s'effectue par un tuyau situé au fond du cylindre et par une conduite souterraine accessible à partir du sol.

La figure 3-16 illustre la fosse IC-18.

Silo à déchets de retubage

La conception des silos à déchets de retubage est éprouvée et semblable à celle des modules CANSTOR. Ce type d'unité a été spécialement conçu pour le stockage des déchets métalliques de haute activité résultant des travaux de retubage d'une centrale nucléaire CANDU.

Les silos à déchets de retubage sont constitués d'une structure cylindrique hors terre en béton armé d'une hauteur de 6,8 m et d'un diamètre moyen de 9,4 m. Leurs parois de 1,2 m en béton armé assurent leur intégrité et leur blindage. Chaque silo contient 7 cylindres en acier de 1,43 m de diamètre disposés à la verticale. Ces cylindres peuvent recevoir des contenants métalliques de déchets de haute activité, tels que les tubes de force et les tubes de cuve, les pièces insérées des tubes de cuve et les parties les plus actives des raccords d'extrémité et des bouchons écrans.

La figure 3-17 montre un silo à déchets de retubage.

Enceinte de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA)

L'enceinte de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA) est formée d'une structure rectangulaire en béton armé d'une largeur de 4,6 m, d'une longueur de 14,2 m et d'une hauteur de 4,5 m (EACL, août 2003b). Elle peut contenir 70 boîtes métalliques rectangulaires normalement utilisées pour le confinement de déchets de retubage de faible et de moyenne activité. Ce type d'enceinte correspond à une enceinte de type B dont on a optimisé l'espace de stockage.

La figure 3-18 illustre l'enceinte de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA).

Bunker à déchets solides métalliques

Le bunker à déchets solides métalliques est une structure rectangulaire hors terre en béton armé de 7 m de largeur, de 14 m de longueur et de 6 m de hauteur. Ce type d'unité correspond à la première génération du silo à déchets de retubage décrit plus haut. Le concept préliminaire a été révisé puisqu'il présentait des problèmes d'évacuation de la chaleur des déchets entreposés. Il avait été développé par EACL pour le stockage des déchets de retubage issus de la réfection projetée de la centrale de Point Lepreau.

Comme le silo à déchets de retubage, le bunker à déchets solides métalliques peut contenir 60 cylindres en acier disposés à la verticale en cinq rangées de 12 cylindres. Les déchets d'activité élevée sont placés dans les cylindres placés au centre du silo, les déchets d'activité moyenne, dans une position intermédiaire et les déchets de faible activité, dans les cylindres périphériques. Les conteneurs utilisés dans le bunker de même que le blindage sont les mêmes que pour le silo à déchets de retubage.

La figure 3-19 illustre le bunker à déchets solides métalliques.

Quadricellule

La quadricellule est une structure en béton armé de 6,2 m de longueur sur 5,8 m de largeur et 3,8 m de hauteur, conçue pour recevoir des résines usées et des déchets de haute activité. Ce type d'unité est actuellement utilisé aux sites nucléaires de Gentilly, de Point Lepreau et de Bruce.

La quadricellule est composée de quatre cavités cylindriques de 1,68 m de diamètre et de 1,82 m de hauteur, fournissant un espace de stockage de 4 m³ par cavité ou 16 m³ par unité. Les résines sont stockées dans des conteneurs en acier à double paroi qui sont déposés dans les cavités cylindriques. Le blindage radiologique est assuré par la structure de béton.

La figure 3-20 illustre une quadricellule.

Décacellule

La décacellule est une structure en béton similaire à la quadricellule, mais de dimensions optimisées pour l'entreposage d'importants volumes de résines usées. Elle comporte dix cavités cylindriques individuelles de 6 m³, fournissant ainsi une capacité totale de stockage de 60 m³. Chaque cavité cylindrique peut recevoir deux contenants de résines de 3 m³.

La figure 3-21 montre un exemple de décacellule.

Enceinte de stockage des résines usées (ESRU)

Comme la décacellule, l'enceinte de stockage des résines usées (ESRU) est une structure en béton similaire à la quadricellule, mais de dimensions optimisées pour l'entreposage d'importants volumes de résines usées. Elle comporte douze cavités cylindriques de 6 m³ chacune, pour une capacité totale de stockage de 72 m³. Chaque cavité cylindrique peut recevoir deux contenants de résines de 3 m³.

La figure 3-22 illustre une ESRU.

3.3.2.3 Comparaison des options

EACL et Hydro-Québec Production ont analysé les diverses options de stockage de déchets radioactifs solides présentées à la section 3.3.2.2 afin de déterminer les avantages et les inconvénients de leur emploi au complexe nucléaire de Gentilly (voir le tableau 3-4).

Dans un premier temps, certains modes de stockage ont été rejetés. Les unités de stockage souterraines, telles que les fosses IC-18 actuellement utilisées au site de Bruce en Ontario, présentent plusieurs avantages en ce qui concerne notamment la radioprotection, l'optimisation de l'espace et la visibilité moindre. Cependant, cette technologie serait peu appropriée au site de l'IGDRS du complexe nucléaire de Gentilly en raison de la proximité du socle rocheux et de la nappe phréatique. Par ailleurs, le bunker à déchets solides métalliques présente des difficultés d'évacuation de la chaleur. Cette option n'a pas été retenue pour le stockage des déchets issus des travaux de réfection prévus à la centrale de Point Lepreau. Elle n'est donc pas considérée pour des déchets similaires de la centrale de Gentilly-2.

Les déchets d'exploitation de la centrale de Gentilly-2 seront entreposés dans des installations similaires à celles qui sont actuellement utilisées. Hydro-Québec Production et EACL respecteront cependant les nouveaux codes et standards relatifs à ce type d'installation ainsi que toute nouvelle réglementation en vigueur. La conception des installations de stockage projetées devrait donc être améliorée et optimisée.

Des enceintes de stockage en béton d'usage général, d'une capacité de 156 m³, ont été retenues pour les déchets compactables et non compactables de faible et de moyenne activité. Ces enceintes (EDFMA) sont de conception semblable aux fosses de type B déjà utilisées à l'ASDR. Des modifications mineures leur permettront de répondre aux besoins associés à l'IGDRS. En effet, à cet endroit, les enceintes seront installées hors sol au lieu d'être partiellement enfouies. Cette adaptation permettra un meilleur suivi de leur état, ce qui augmentera leur durabilité. L'enceinte retenue pour l'IGDRS est très proche de l'enceinte de type 1A utilisée pour la même catégorie de déchets à la centrale nucléaire de Point Lepreau (voir la figure 3-11). L'enceinte de type 1A est plus grande que les fosses de type B ou C présentes au site de Gentilly. Comme elle offre un plus grand volume utile tout en occupant globalement moins d'espace au sol, elle présente un avantage économique. L'enceinte retenue (EDFMA) peut aussi bien être employée pour les déchets d'exploitation que pour les déchets de réfection (voir la figure 3-18).

La solution retenue pour le stockage des résines usées constitue elle aussi une adaptation optimisée du concept existant de la quadricellule. L'enceinte de stockage des résines usées (ESRU) compte douze cellules au lieu de quatre et la capacité de ses cavités cylindriques est supérieure. À 6 m³ par cavité, l'ESRU offre une capacité

totale de stockage de 72 m³. Elle peut donc recevoir d'importants volumes de résines tout en permettant une économie d'espace et la réduction des coûts de construction.

Les unités de stockage considérées pour les déchets de retubage représentent également des adaptations et des optimisations de structures existantes. En se fondant sur l'expérience acquise, on a amélioré leur design afin de fournir des solutions supérieures sur les plans économique et technique. De fait, le silo considéré pour les déchets de retubage s'inspire d'un silo simple largement utilisé dans l'industrie nucléaire. Le type de silo choisi offre une capacité de stockage accrue et est considéré comme la solution optimale pour le stockage des déchets de haute activité. Il abrite sept cylindres d'acier entourés d'une paroi de béton, ce qui réduit l'espace occupé et le volume de matériaux nécessaires. Par ailleurs, l'enceinte retenue (EDFMA) pour le stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité est similaire à l'enceinte de stockage en béton d'usage général, utilisée pour les déchets compactables et non compactables. Elle correspond en fait à une structure de type B optimisée.

Les options de stockage retenues respectent tous les critères de radioprotection, de sûreté et de sécurité définis à la section 3.3.2.1.

3.4 Choix de l'emplacement

Hydro-Québec Production n'a pas analysé de nouvel espace de stockage rattaché à l'ASSCI, puisque l'augmentation de la capacité d'entreposage sera effectuée à l'intérieur même de l'aire d'environ 16 000 m² déjà autorisée dans les années 1990. On peut rappeler qu'une variante d'aménagement avait été considérée en 1993 mais avait été rejetée, notamment parce qu'elle se situait à l'extérieur du périmètre protégé de la centrale (Hydro-Québec, novembre 1993).

Dans le cas de l'IGDRS, deux sites potentiels ont été envisagés pour la construction des installations de stockage (voir la figure 3-23). Dans la section 3.4.2.3, on décrit ces sites et compare leurs avantages et leurs inconvénients en vue de déterminer le meilleur lieu de stockage sur les plans environnemental et technoéconomique.

3.4.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

3.4.1.1 Critères de localisation, de radioprotection, de sûreté et de sécurité

Les critères de localisation relatifs à l'implantation des futurs modules CANSTOR et des silos à proximité des cinq modules déjà construits, à l'intérieur de l'aire autorisée, protégée et clôturée, visent :

- à optimiser les installations existantes ;
- à faciliter le transfert du combustible irradié et à l'effectuer sur la plus courte distance possible ;
- à éviter l'utilisation des voies de transport publiques ;
- à isoler les installations des centres de population ;
- à réduire l'impact radiologique sur la population à un niveau aussi bas qu'il est raisonnable d'atteindre si jamais des fuites se produisaient.

3.4.1.2 Besoins en espace

Une superficie de l'ordre de 16 000 m² avait été autorisée en 1995 par les autorités provinciales et la CCSN pour stocker le combustible irradié, que ce soit dans des modules CANSTOR ou dans des silos (voir la figure 3-23). La construction de 16 modules CANSTOR, avec la possibilité d'en remplacer certains par des silos, avait été autorisée la même année.

Cinq modules CANSTOR (n^{os} 1 à 5) sont construits en 2003. Un total de quatre autres modules (n^{os} 6 à 9) sont prévus pour répondre aux besoins de l'exploitation jusqu'en 2013, que la réfection de la centrale ait lieu ou non. La figure 3-24 présente une vue simulée de l'IGDRS sans les unités de stockage dédiées aux déchets de réfection. Les sept autres modules (n^{os} 10 à 16) seraient construits entre 2016 et 2025 (voir le tableau 3-7). Pour répondre aux besoins d'entreposage du combustible irradié engendré par la poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035, il est nécessaire de construire 4 modules CANSTOR en sus des 16 modules autorisés, pour un total de 20. Seuls ces quatre modules supplémentaires font partie de la portée du présent projet. La superficie totale requise pour la construction des 20 modules, incluant les chemins et la clôture périphérique, est d'environ 14 300 m², soit 1 700 m² de moins que l'aire déjà autorisée. Il est toutefois possible qu'Hydro-Québec Production construise des silos vers la fin de l'exploitation plutôt qu'un dernier module CANSTOR qui ne serait que partiellement rempli.

3.4.1.3 Agrandissement retenu

En s'appuyant sur les critères définis plus haut, on a choisi de construire les nouveaux modules CANSTOR dans l'espace libre qui est adjacent aux modules existants. La poursuite de l'aménagement et l'agrandissement de l'ASSCI seront donc effectués à l'ouest des modules existants.

3.4.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

La présente section fait état des caractéristiques générales des deux sites envisagés pour la construction de l'IGDRS. On y compare leurs avantages et leurs inconvénients afin de déterminer le meilleur endroit de stockage sur les plans environnemental et technoéconomique.

3.4.2.1 Critères de localisation, de radioprotection, de sûreté et de sécurité

Les critères de localisation de l'IGDRS sont les suivants :

- implantation à une distance suffisante du fleuve, en dehors de la zone inondable ;
- implantation à l'intérieur de la zone d'exclusion, définie par un rayon d'environ 1 km autour du bâtiment du réacteur de Gentilly-2 :
 - pour faciliter le transfert des déchets ;
 - pour éviter l'utilisation des voies de transport publiques ;
 - afin de confier la gestion et la manipulation des déchets au personnel de la centrale de Gentilly-2 et d'utiliser l'infrastructure en place ;
 - pour isoler les installations des centres de population ;
 - pour réduire l'impact radiologique à un niveau aussi bas qu'il est raisonnable d'atteindre si jamais des fuites se produisaient ;
- construction le plus près possible des installations de stockage des déchets radioactifs existantes ;
- dans la mesure du possible, implantation à l'intérieur du périmètre clôturé et protégé de la centrale ;
- évitement des conflits d'usage avec les autres fonctions de la centrale.

Les programmes et critères de radioprotection, de sûreté et de sécurité actuellement en vigueur à la centrale de Gentilly-2 s'appliqueront également à l'IGDRS. Cette dernière sera considérée comme une zone contrôlée (zone 2) et sera soumise aux mêmes consignes que les zones de même type en centrale. De plus, les critères de localisation énoncés ci-dessus tiennent compte des exigences de radioprotection.

3.4.2.2 Besoins en espace

L'IGDRS occupera une superficie de l'ordre de 21 000 m². Cet espace comprend les unités de stockage, les installations annexes et les voies d'accès.

L'IGDRS regroupera les unités de stockage des déchets d'exploitation produits jusqu'à l'horizon 2035 ainsi que des déchets de réfection de la centrale. Si la réfection de la centrale n'est pas réalisée, on devra tout de même aménager un peu plus de la moitié de la superficie prévue pour le stockage des déchets d'exploitation, en considérant la vidange des réservoirs de résines usées situés dans le bâtiment des services de la centrale.

3.4.2.3 Sites étudiés

Sur la base des critères décrits précédemment, on a étudié deux sites de construction de l'IGDRS. Ils se trouvent sur la propriété d'Hydro-Québec, à l'intérieur de la zone d'exclusion de la centrale (voir la figure 3-23).

Le premier emplacement envisagé, soit le site 1, est situé à l'ouest de l'ASSCI. Le second emplacement, soit le site 2, est adjacent à l'ASDR.

Particularités du site 1

Le site 1 se trouve à l'intérieur de la digue de protection contre les inondations qui ceinture l'aire occupée par la centrale et l'ASSCI. Plusieurs structures souterraines sont présentes à cet endroit, soit les fondations de béton de l'usine de traitement d'eau et du clarificateur d'eau La Prade, des câbles électriques, des conduites d'eau et des conduites pluviales. Par ailleurs, le site 1 est traversé par un chemin, d'orientation nord-sud, du côté ouest de l'ASSCI. On remarque également un entrepôt utilisé par Hydro-Québec Production au nord-est du site.

Une étude géotechnique effectuée au cours de l'automne de 2002 permet de qualifier la stratigraphie du site (LMQ, janvier 2003). Le terrain se trouve à un niveau moyen de 7,0 m au-dessus de la mer. Il est couvert d'une friche herbacée qui repose sur un horizon de sol organique ou de terre végétale. Le remblai sous-jacent, d'une épaisseur de 0,22 m à 8,08 m, est hétérogène ; il est composé d'un mélange de sable, de silt et d'argile, et contient des fragments de roche, des morceaux de bois, de la pierre concassée et des cailloux. La consistance du matériel de remblai varie de lâche à dense.

À plusieurs endroits sous le remblai, on trouve une couche de sol fin, constitué de silt argileux, de sable et de traces de matières organiques, ainsi qu'une couche de sol granulaire, composé de sable silteux avec quelques traces d'argile. La consistance de la couche de sol fin est moyenne, alors que celle de la couche granulaire est de compacte à dense.

Le socle rocheux est constitué d'une formation calcaireuse grise. On a observé, par endroits, une couche de roche très fracturée ou broyée, d'une épaisseur variant de 0,10 m à plus de 0,41 m, reposant sur le socle rocheux. Cette dernière est située à des profondeurs de 2,90 à 8,38 m.

Particularités du site 2

Le site 2 englobe l'ASDR et ses environs, qui sont en grande partie déboisés. Seul un espace au sud de l'ASDR est occupé par une saulaie à aulne, qui est inondée au printemps. Le site est traversé par trois ruisseaux et des fossés, et se trouve à l'extérieur de la digue de protection contre les inondations érigée en 1998. Les

terrains adjacents à l'ASDR sont situés à un niveau moyen de 6,3 m au-dessus de la mer, alors que l'ASDR elle-même repose sur un remblai. L'élévation de la surface varie de 9,0 m (phase 1) à 11,3 m (phase 2). Les terrains adjacents à l'ASDR font partie de la plaine inondable.

Les matériaux meubles du site 2 comprennent, par endroits, une couche superficielle constituée d'un mélange hétérogène de sable, de silt et de matière organique, d'une épaisseur de 0,5 m à 1,5 m. On note aussi la présence d'un remblai de matériaux granulaires d'une épaisseur de 0,6 m à 2,8 m (LMQ, septembre 1998).

À peu près partout sous la terre à forte composante organique ou le remblai présents en périphérie de l'ASDR, on trouve une couche de sol fin généralement composé de silt argileux avec des traces de sable gris. Cette couche, d'une épaisseur de 0,5 m à 2,2 m, repose le plus souvent sur un horizon de sol granulaire composé d'un mélange de sable et de silt avec un peu de gravier, d'une épaisseur de 0,3 m à 2,4 m. La profondeur du socle rocheux atteint à ces endroits de 3,0 m à 6,3 m. Il s'agit d'une formation calcaireuse, grise et fracturée, renfermant des lits de calcaire silteux (LMQ, septembre 1998).

3.4.2.4 Évaluation comparative

L'évaluation comparative des sites repose sur des critères environnementaux liés aux milieux naturel et humain, y compris le paysage, de même que sur des critères technoéconomiques. Les tableaux 3-5 et 3-6 résument les avantages et les inconvénients de chaque site.

Considérations environnementales

Le choix du site 1 permettrait d'utiliser un espace à vocation industrielle actuellement disponible. En raison de l'absence de végétation, aucun déboisement n'est nécessaire aux fins de la construction. Le site 1 se trouve de plus à l'intérieur de la digue de protection contre les inondations aménagée en 1998.

L'utilisation du site 2 entraînerait la perturbation d'un milieu à l'état naturel ainsi que la perte d'environ 0,26 ha d'une saulaie à aulne. Cet emplacement se trouve par ailleurs dans la zone inondable. L'aménagement de l'IGDRS à cet endroit entraînerait la perte de 0,30 ha d'un milieu humide présentant un potentiel pour les poissons, l'herpétofaune et la sauvagine.

Au site 1, les installations de stockage s'intégreront facilement sur le plan visuel à l'ensemble architectural des centrales de Gentilly-1 et de Gentilly-2. Les nouveaux ouvrages accentueront le caractère industriel du paysage. Au site 2, les installations seront partiellement visibles de la route et seront dissociées de l'ensemble architectural principal.

L'implantation de l'IGDRS au site 2 permettra de stocker en un seul lieu les déchets radioactifs solides de faible et de moyenne activité. Autrement, le stockage de déchets radioactifs solides sera réparti en deux lieux distincts. Par contre, l'utilisation du site 1 permettrait de réunir les déchets de haute activité, soit le combustible irradié, les déchets de réfection et les résines usées.

Le site 2, situé au sud de l'ASDR, permet de réduire les risques d'irradiation potentielle et d'atténuer les conséquences d'un accident éventuel pour le personnel de la centrale, en raison de son éloignement. Les deux sites s'équivalent en ce qui touche la radioprotection de la population, puisque le champ de rayonnement à la suite de l'implantation de l'IGDRS demeurera au niveau du bruit de fond naturel mesuré à la limite de la zone d'exclusion.

Considérations technoéconomiques

Les deux sites envisagés sont assez vastes pour recevoir l'IGDRS, la superficie requise étant d'environ 21 000 m².

Il faudra effectuer des travaux d'excavation et de remblai pour élever le site retenu à la cote de 7,7 m, qui correspond au niveau de l'ASSCI. Les travaux d'excavation sont d'ampleur comparable aux deux sites, même si le roc est moins profond au site 2. Les conditions de terrain à cet endroit sont plus difficiles en raison des contraintes de drainage et d'assèchement. Des travaux majeurs d'amélioration du drainage seront également nécessaires au site 2, ce qui suppose des dépenses supplémentaires.

Le coût global d'aménagement du site est estimé à 70,1 millions de dollars. Les travaux de remblayage et de compaction, de même envergure aux deux sites, représentent environ 50 % de ce montant.

Le site retenu doit être facilement accessible pour la construction de l'IGDRS et les opérations de stockage des déchets radioactifs solides. En période d'exploitation, il sera plus facile d'accéder au site 1 puisqu'il est situé immédiatement au sud-ouest de la centrale de Gentilly-1, à l'intérieur de la zone protégée. La distance qui sépare le site 1 du bâtiment des services de Gentilly-2 n'est que d'environ 350 m, ce qui a pour effet de réduire les risques d'accidents associés au transfert des déchets radioactifs. Par ailleurs, la surveillance et l'inspection du site ainsi que toute autre intervention sont facilitées par le fait que le site 1 appartient à la zone protégée de la centrale.

Dans le cas du site 2, la semi-remorque portant, à l'occasion, le château de transfert doit parcourir environ 700 m. Le fait que ce site est à l'extérieur de la zone protégée de la centrale prolongera la procédure de transfert des déchets.

Le chemin d'accès doit satisfaire aux normes établies pour la circulation du tracteur semi-remorque chargé de déchets radioactifs solides de haute activité. La voie empruntée pour le transfert des déchets au site 1 n'exige pas de travaux de

consolidation. Par contre, l'état général des chemins vers le site 2 exige des travaux de consolidation, de modification de courbure et de renforcement des passages de drains.

Le site 1 se trouve à environ 900 m des réservoirs de mazout de la centrale thermique de Bécancour, ce qui réduit les risques de dommages provoqués par un incendie de ces réservoirs.

3.4.2.5 Site privilégié

D'après les évaluations environnementale et technoéconomique, le site 1 constitue le meilleur choix. Il permet d'éviter la perte d'un groupement végétal constituant un habitat faunique potentiel, tout en utilisant un terrain à vocation industrielle actuellement disponible et protégé des inondations par une digue.

La surveillance et l'inspection du site 1 seront facilitées, car l'emplacement tout comme le chemin d'accès font partie de la zone protégée et ne présentent pas de contrainte pour la sécurité du public.

Le site 1 réduit la distance de transfert des déchets entre le bâtiment des services et l'IGDRS. Le drainage du site 1 et le chemin d'accès sont déjà conformes aux exigences d'Hydro-Québec.

Le site 1 est entouré d'une digue de protection contre les inondations, ce qui n'est pas le cas du site 2.

Le site 1 ne présente aucune contamination en hydrocarbures C₁₀-C₅₀ puisque toutes les concentrations mesurées lors d'une caractérisation récente sont très inférieures au critère provincial le plus restrictif (critère B), valide pour des terrains à vocation résidentielle, récréative ou institutionnelle (Nove Environnement inc., mars 2003d). Il en est de même pour les métaux, dont les teneurs n'excèdent pas le critère B du MENV ni le critère résidentiel et parc du Conseil canadien des ministres de l'Environnement (CCME). Les analyses radiologiques au site 1 indiquent que, dans toutes les couches de dépôts meubles, le niveau radiologique de type gamma résulte de la radioactivité naturelle et d'une légère contribution résiduelle des retombées radioactives des essais nucléaires à haute altitude effectués entre 1950 et 1970. L'activité observée dans tous les échantillons de sol est qualifiée de normale ; elle est semblable aux teneurs de la croûte terrestre et à celles des échantillons de sédiments fluviaux prélevés à proximité depuis dix ans.

Le site 1 est par ailleurs conforme à la réglementation municipale (voir l'annexe E). En conclusion, le site 1 est retenu pour l'implantation de l'IGDRS.

3.5 Description des installations projetées

3.5.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

Une fois les travaux réalisés, l'ASSCI occupera une surface totale de 94 m sur 152 m, incluant les chemins et la clôture, soit environ 14 300 m². Cet espace est suffisant pour contenir les 20 modules CANSTOR nécessaires à l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035. Il est à noter qu'Hydro-Québec Production pourrait construire des silos pour optimiser l'espace et les unités de stockage. L'aire de stockage sera pourvue de quatre bases de BCR destinées à recevoir des modules CANSTOR ou des silos. L'utilisation de ces deux types d'unités de stockage est déjà autorisée au complexe nucléaire de Gentilly. Rappelons que les normes d'assurance de la qualité énoncées à la section 2.5.2.1 s'appliquent à l'ASSCI.

3.5.1.1 Module CANSTOR

EACL a développé le concept de stockage du combustible irradié dans des modules CANSTOR à la suite de l'expérience acquise dans le stockage en silos. Ce concept représente une amélioration des points de vue technique et économique, tout en assurant le même niveau de protection de l'environnement. Les modules CANSTOR ont, comme les silos, une vie utile d'au moins 50 ans.

Un module CANSTOR est une enceinte en béton armé dans laquelle 20 cylindres étanches en acier au carbone galvanisé sont placés en position verticale, formant ainsi deux rangées de 10 cylindres. Chaque cylindre peut contenir 10 paniers de 60 grappes de combustible irradié, soit un total de 12 000 grappes par module. Les figures 3-25 et 3-26 illustrent diverses vues d'un module CANSTOR.

Le béton du module CANSTOR est renforcé au moyen d'acier d'armature et satisfait aux exigences en matière de résistance aux intempéries. Le module mesure 21,6 m de longueur, 8,1 m de largeur et 7,5 m de hauteur. Chaque cylindre étanche, fait d'acier au carbone de 9,5 mm d'épaisseur, a un diamètre interne de 1,12 m et une hauteur de 6,8 m. Les parois intérieure et extérieure du cylindre sont galvanisées pour prévenir la corrosion. Le blindage du module est assuré par des parois en béton de 96,5 cm et une dalle en béton de 107 cm d'épaisseur à sa surface supérieure.

Les cylindres étanches des modules sont soutenus par le haut afin de permettre leur libre dilatation sous l'effet de l'augmentation de la température. Les forces sismiques latérales sont contrées au moyen de pièces encastrées dans le socle du module.

L'ouverture au sommet de chaque cylindre est arrondie et adaptée aux dimensions du château de transfert. Le couvercle permanent soudé qui assure l'étanchéité du cylindre est remplacé pendant les opérations de chargement par un couvercle temporaire. Chaque cylindre étanche est muni de tuyaux d'échantillonnage permettant

d'effectuer des essais d'étanchéité. Un anneau muni de cales d'espacement est placé au fond du cylindre afin d'en permettre le drainage en cas de besoin.

La chaleur résiduelle qui se dégage des grappes de combustible irradié est évacuée par convection naturelle grâce à des conduits d'air traversant les parois de béton du module. Les entrées et les sorties d'air, situées respectivement à 1,3 et à 5,6 m de la base du module, sont munies d'une grille en acier inoxydable soudée en place pour éviter qu'elles soient obstruées par des débris ou d'autres éléments. Leur configuration en labyrinthe garantit un blindage minimal de 96,5 cm de béton. De plus, elles sont faites d'une série de chicanes empêchant les rayons gamma directs.

La partie extérieure des entrées et des sorties d'air est légèrement inclinée de manière à faire obstacle au ruissellement de l'eau vers l'intérieur du module CANSTOR. De plus, le plancher du module présente une légère pente permettant de diriger les éventuelles eaux d'infiltration vers une canalisation raccordée à un puisard. Une petite ouverture en labyrinthe sur le côté du module permet d'introduire un boyau flexible jusqu'au fond du puisard et de pomper l'eau vers l'extérieur. Cette eau est d'abord échantillonnée puis, si elle ne présente pas de contamination, elle est évacuée vers le réseau de drainage du site.

3.5.1.2 Silo

Le silo est un cylindre en béton armé qui peut contenir neuf paniers de combustible irradié. Le béton satisfait aux exigences en matière de résistance aux intempéries. Chaque panier contient 60 grappes de combustible, soit un total de 540 grappes par silo. Le silo a une hauteur de 6,52 m, un diamètre extérieur de 3,07 m et une cavité interne d'un diamètre de 1,12 m (voir la figure 3-27). Le blindage du silo est assuré par une paroi de 96,8 cm en béton et un couvercle de 102 cm aussi en béton. Le silo repose sur une dalle en béton de 78 cm d'épaisseur. Les silos sont conçus pour une vie utile d'au moins 50 ans.

La paroi intérieure du silo est constituée d'un cylindre étanche en acier au carbone d'un diamètre de 1,12 m et d'une épaisseur de 9,5 mm. Elle est recouverte d'une peinture époxy pour prévenir la corrosion et faciliter la décontamination au moment du démantèlement. Chaque cylindre étanche est muni de tuyaux d'échantillonnage permettant d'effectuer des essais d'étanchéité. Un anneau muni de cales d'espacement est placé au fond du cylindre afin d'en permettre le drainage au besoin.

L'ouverture au sommet du silo est arrondie et adaptée aux dimensions du château de transfert pour faciliter les opérations de chargement. Le couvercle qui en assure l'étanchéité est remplacé pendant les opérations de chargement par un couvercle temporaire muni d'un anneau de chargement procurant un blindage supplémentaire.

3.5.1.3 Panier

Le panier en acier inoxydable destiné à recevoir les grappes de combustible irradié est identique pour les modules CANSTOR et les silos. Il est composé d'une plaque de base et d'un couvercle (voir la figure 3-28). Il possède un diamètre extérieur de 107 cm et une hauteur de 56 cm ; l'épaisseur du couvercle et de la paroi cylindrique est de 0,95 cm et celle du fond, de 1,9 cm. La plaque de base supporte 60 grappes de combustible irradié de même que les structures permettant la manutention du panier :

- un poteau de levage vertical soudé à la plaque de base ;
- six membrures verticales renforcées, espacées également autour du poteau central et soudées à ce dernier et à la base ;
- un anneau circulaire placé horizontalement et soudé à l'extérieur des membrures ;
- une grille en acier déployé soudée par points à la surface supérieure de la plaque de base ;
- une plaque de positionnement horizontale soudée au sommet des membrures.

La plaque de positionnement, qui comporte 60 orifices pour accueillir les grappes de combustible irradié, leur assure un support latéral individuel. Le poteau de levage est fait d'un tuyau de 10 cm de diamètre, dans lequel a été soudé un collet de levage s'adaptant au grappin utilisé pour soulever le panier. La grille en acier déployé facilite le séchage du panier et des grappes de combustible avant le soudage du panier rempli.

La plaque circulaire qui tient lieu de couvercle est soudée sur la paroi cylindrique. L'orifice au centre du couvercle laisse passer le poteau fixé à la base. Douze cales soudées sur la face supérieure du couvercle permettent d'éviter que le panier du dessus soit en contact avec le poteau de levage lorsque les paniers sont empilés.

3.5.1.4 Château de transfert

Le château de transfert est utilisé comme blindage du panier de stockage à sec du combustible irradié pendant son transfert de la piscine de stockage au poste de travail blindé et du poste de travail blindé aux modules CANSTOR ou aux silos (voir la figure 3-29).

Le corps du château de transfert est constitué d'une section cylindrique fixée à une base carrée. Les dimensions de la cavité interne sont suffisantes pour contenir un panier. Une porte coulissante est encastrée dans la base carrée et glisse sur deux rails situés sur un côté du château de transfert. Des verrous maintiennent la porte en position fermée et un voyant indicateur précise si la porte est ouverte ou fermée. Un bouclier d'acier couvre la porte de façon à prévenir la dissémination de la contamination non fixée qui pourrait tomber pendant le transport du panier. Le château utilise un treuil électrique, une chaîne et un grappin pour hisser et abaisser le panier.

Le château pèse environ 23 600 kg. Lorsqu'il est chargé d'un panier de 60 grappes de combustible irradié pesant approximativement 2 000 kg, sa masse totale est d'environ 25 600 kg.

3.5.1.5 Autres équipements

Le stockage à sec du combustible irradié au complexe nucléaire de Gentilly fait appel aux autres équipements suivants :

- poste de travail blindé ;
- grue-portique ;
- plateforme de chargement et système de guidage du château de transfert ;
- tracteur semi-remorque.

Tous ces équipements et installations seront utilisés pour le transfert du combustible irradié jusqu'en 2042. Ils sont décrits en détail dans le rapport de sûreté des installations de stockage des déchets radioactifs (Hydro-Québec, mai 2001).

3.5.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

Les travaux d'ingénierie associés à la conception de l'IGDRS respectent les exigences de la norme N286.2-00 (CSA, 2000a). Les activités relatives à l'approvisionnement des composants, des équipements et des matériaux sur le site respectent les exigences de la norme N286.1-00 (CSA, 2000d), tandis que la construction des structures satisfait la norme N286.3-99 (CSA, 1999). La mise en service des systèmes et des composants de l'IGDRS est conforme à la norme CAN/CSA-N286.4-FM86 (C2000) (CSA, 2000b). Enfin, les activités associées à l'exploitation et à l'entretien des composants et des systèmes liés à la sûreté répondent aux exigences pertinentes de la norme CAN/CSA-N286.5-F95 (C2000) (CSA, 2000c).

L'IGDRS sera construite à l'ouest de l'ASSCI. La zone de stockage sera divisée en quatre plateformes de stockage parallèles, d'une longueur moyenne de 80 m et d'une largeur de 15 m à 45 m, selon les besoins. Ces plateformes seront séparées par des voies de service de 6,7 m à 11 m de largeur. L'ensemble du périmètre de sécurité sera clôturé et l'accès à l'IGDRS sera assuré par deux barrières aménagées aux angles nord-est et sud-est. Les figures 3-30 et 3-31 montrent l'agencement type des unités de stockage de l'IGDRS. Les unités de stockage de l'IGDRS seront construites sur une base en béton. Cette surface aura une pente de 1 % orientée vers l'est afin de permettre l'écoulement des eaux de surface vers des drains connectés à une canalisation de drainage. Une station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales sera aménagée au nord-est de l'ASSCI. Enfin, un poste interzone de 58 m² sera aménagé au nord-est de l'IGDRS.

Pour le stockage des déchets de réfection et d'exploitation jusqu'à l'horizon 2035, l'IGDRS accueillera éventuellement les installations suivantes (y compris les structures de réserve) :

- 24 enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables de faible et de moyenne activité (EDFMA) ;
- 3 enceintes de stockage des filtres usagés (type A) résultant de la poursuite de l'exploitation de la centrale ;
- 7 enceintes de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA) ;
- 5 silos à déchets de retubage de haute activité ;
- 14 enceintes de stockage des résines usées (ESRU), soit 2 pour les résines provenant de la décontamination du caloporteur primaire et 12 pour les résines associées à la poursuite de l'exploitation de la centrale.

Les déchets compactables et non compactables de faible et de moyenne activité seront confinés dans des enceintes de stockage aménagées sur deux plateformes d'une largeur de 15 m, situées respectivement aux limites nord et sud de l'IGDRS. Chaque plateforme recevra deux rangées parallèles d'enceintes, à 3 m l'une de l'autre. La plateforme sud comportera douze enceintes, alors que la plateforme nord en comptera neuf, en plus de trois enceintes de stockage des filtres usagés.

Une deuxième plateforme aménagée du côté nord, d'une largeur de 32 m, recevra les unités de stockage associées aux travaux de réfection de la centrale, soit cinq silos à déchets de retubage de haute activité, sept enceintes de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité, et trois enceintes de stockage des déchets compactables de faible et de moyenne activité.

Enfin, la troisième plateforme, comptée à partir du côté nord, sera dédiée aux résines usées. D'une largeur de 45 m, elle regroupera quatorze enceintes de stockage des résines usées.

3.5.2.1 Déchets résultant de la poursuite de l'exploitation de la centrale

Enceinte de stockage des déchets compactables (EDFMA)

L'enceinte de stockage proposée pour les déchets compactables de faible et de moyenne activité (EDFMA), d'une capacité de 156 m³, est semblable à l'enceinte de type 1A utilisée pour le même type de déchets à l'installation de stockage des déchets radioactifs de Point Lepreau au Nouveau-Brunswick. On estime que la poursuite jusqu'à l'horizon 2035 de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2 produira un

volume d'environ 1 160 m³, après compaction, de ce type de déchets (voir le tableau 3-2). Afin de répondre à ces besoins, au moins huit enceintes de stockage doivent être construites. Des enceintes additionnelles de réserve seront également aménagées, notamment pour compenser les pertes d'espace associées à l'exploitation des unités de stockage.

Enceinte de stockage des déchets non compactables (EDFMA)

On stockera les déchets non compactables de faible et de moyenne activité, soit les barils usagés, les métaux et les matériaux divers, dans le même type d'enceinte que celui qui est retenu pour les déchets compactables. Le volume à stocker atteint environ 1 065 m³, si on compte les déchets engendrés par la poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035 ainsi que les déchets déjà présents sur le site qui doivent être transférés à l'IGDRS (voir le tableau 3-2). Pour répondre à ces besoins, au moins sept enceintes de stockage de 156 m³ chacune devront être construites, en plus d'unités de réserve.

Enceinte de stockage des filtres usagés (type A)

Les filtres issus de la poursuite de l'exploitation de la centrale seront entreposés dans des enceintes de type A. Ce genre d'enceinte est similaire à la fosse A-13 actuellement utilisée à l'ASDR. Cependant, au lieu d'être partiellement enfouies, les enceintes en béton seront construites hors sol à l'IGDRS. Chaque enceinte comprendra 36 cylindres en acier de 51 cm de diamètre et 72 cylindres de 41 cm de diamètre. Ces cylindres, destinés à recevoir les filtres usagés, sont coulés dans le massif de béton.

La poursuite de l'exploitation de la centrale devrait consommer 170 filtres de 10 cm de diamètre, 170 filtres de 41 cm, 27 filtres de 51 cm et, en moindre quantité, d'autres équipements occupant un volume équivalant à un filtre de 51 cm, soit des éléments chauffants du circuit de contrôle de pression du caloporteur et des conteneurs Siva-Blast associés au nettoyage des générateurs de vapeur. Comme les cylindres peuvent accueillir deux filtres superposés, peu importe le type de filtres, le stockage nécessitera 28 cylindres de 51 cm et 108 cylindres de 41 cm de diamètre, ce qui correspond à deux enceintes de type A. On prévoit aménager en plus une troisième enceinte de réserve. À titre indicatif, le volume total des filtres usagés résultant de la poursuite de l'exploitation est estimé à 60 m³.

Enceinte de stockage des résines usées (ESRU)

Il est prévu d'aménager des enceintes en béton pour stocker les résines usées provenant de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2. Les ESRU sont constituées de douze cellules de 6 m³, pour une capacité totale de 72 m³. Toutefois, aux fins de l'évaluation des besoins de stockage, on retient un volume utile de 60 m³ qui tient compte des pertes d'espace. Pour contenir les résines usées produites depuis la mise

en service de la centrale jusqu'à l'horizon 2035, soit un total d'environ 500 m³ incluant les 260 m³ déjà présents dans les réservoirs du bâtiment des services, il faudra construire au moins neuf ESRU. Jusqu'à trois enceintes supplémentaires de réserve pourront être construites selon les besoins de l'exploitation.

3.5.2.2 Déchets résultant de la réfection de la centrale

La deuxième plateforme du côté nord de l'IGDRS comprendra les unités de stockage des déchets solides liés au retubage du réacteur, soit des silos et des enceintes pour les déchets de retubage ainsi que des enceintes pour les déchets compactables de faible et de moyenne activité. Une distance de 4,6 m séparera chaque silo. Les enceintes seront séparées par une distance de 3,0 m.

Les deux enceintes de stockage des résines usées issues du procédé de décontamination seront construites à l'extrémité ouest de la troisième plateforme à partir du côté nord, soit la plateforme dédiée aux résines usées.

Silos à déchets de retubage

Les déchets de haute activité issus des travaux de retubage seront stockés dans des silos. Chaque silo, construit sur une assise de béton, sera constitué d'une structure cylindrique hors terre en béton armé, qui assurera son intégrité structurale et son blindage. Ce type d'unité, dont la conception éprouvée est semblable à celle des modules CANSTOR, a été conçu spécialement pour le stockage des déchets métalliques de haute activité résultant du retubage d'une centrale nucléaire CANDU.

Les silos ont une hauteur de 6,8 m, avec un diamètre de 10,1 m. L'épaisseur des parois de béton est de 1,2 m. Chaque silo contient sept cylindres en acier, d'un diamètre intérieur de 1,43 m, disposés de façon à permettre la circulation de l'air entre eux et la convection passive de la chaleur. Des contenants métalliques utilisés pour le confinement des déchets peuvent être insérés dans ces cylindres, à l'intérieur de trois tubes de guidage de 0,635 m de diamètre. Lorsqu'ils sont remplis, les cylindres sont scellés avec un couvercle métallique.

Les déchets de haute activité qui seront stockés dans les silos comprennent les tubes de force, les tubes de cuve et leurs pièces insérées de même que les sections les plus actives des raccords d'extrémité avec les bouchons écrans à l'intérieur. On réduira le volume de ces composants avant leur insertion dans des contenants métalliques cylindriques. De petits contenants de 0,19 m³ seront utilisés pour les équipements qui auront été réduits en pièces plates de 25 cm² (tubes de force et tubes de cuve) et pour les pièces insérées des tubes de cuve. De grands contenants de 0,30 m³ seront employés pour les raccords d'extrémité avec les bouchons écran à l'intérieur. Toutefois, il est possible que la partie active des raccords d'extrémité ne soit pas sectionnée et qu'ils soient plutôt stockés en grandes sections. Chaque cylindre d'un

silos peuvent recevoir 24 petits contenants ou 15 grands, pour un maximum possible de 168 petits contenants ou 105 grands par silo.

Le volume de ce type de déchets pourrait atteindre 62 m³, selon que la partie la plus active des raccords d'extrémité aura été sectionnée ou non. Au moins trois silos seront ainsi nécessaires pour stocker ces déchets de haute activité et deux silos supplémentaires seront construits dans l'éventualité où tous les raccords d'extrémité seraient entreposés sans sectionnement préalable.

La figure 3-32 montre la distribution type des températures dans un silo de stockage des déchets de retubage, au début de la période de stockage.

Enceinte de stockage des déchets de retubage non compactables (EDFMA)

Le volume des déchets de retubage non compactables de faible et de moyenne activité sera de l'ordre de 225 m³ (voir le tableau 3-3). Ces déchets comprennent les tuyaux d'alimentation et leurs accessoires de même que les bouchons d'extrémité. Ils seront déposés dans des boîtes métalliques rectangulaires, qui seront placées dans les enceintes de stockage. Comme chaque enceinte peut contenir 70 boîtes, il faudra au moins trois enceintes pour recevoir les quelque 191 boîtes de déchets de retubage. Une enceinte supplémentaire constituera un volume de réserve pour les tuyaux d'alimentation, dont la longueur des sections pourra varier selon leur état de dégradation.

Enceinte de stockage des déchets de retubage compactables (EDFMA)

Les déchets compactables de faible et de moyenne activité issus de la réfection de la centrale (gants, vêtements, etc.) seront stockés dans des enceintes de 156 m³, identiques à celles des déchets d'exploitation (voir la section 3.5.2.1). On devra ainsi construire au moins deux enceintes pour stocker un volume de déchets estimé à 200 m³ après compaction (voir le tableau 3-3). Une troisième enceinte, à titre de réserve, est prévue.

Enceinte de stockage des résines usées (ESRU)

Les résines échangeuses d'ions issues de la décontamination du caloporteur primaire seront entreposées dans le même type d'unités que les résines d'exploitation (voir la section 3.5.2.1). Ces ESRU fournissent une capacité effective de 60 m³. Deux enceintes seront donc construites pour stocker le volume de résines de décontamination estimé à 70 m³ (voir le tableau 3-3).

3.6 Construction des aires de stockage

Les travaux de construction des installations de stockage incluent la préparation du terrain de même que la mise en place des unités de stockage et des installations

annexes. En plus de décrire ces travaux, cette section précise l'organisation du chantier, les coûts, les échanciers et les besoins de main-d'œuvre.

3.6.1 Préparation des sites

3.6.1.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

La préparation de la portion de l'ASSCI qui accueillera les nouvelles unités de stockage exige des travaux d'excavation, de remblayage et de compactage. Ces travaux seront effectués par étapes, en fonction de la construction de chacune des bases prévues pour supporter de quatre à six modules CANSTOR ou les silos, le cas échéant.

La structure géologique du sol doit être en mesure de supporter les modules CANSTOR ou les silos ainsi que la grue-portique et la semi-remorque portant le château de transfert, sans qu'un tassement n'entraîne l'instabilité des ouvrages. Afin de répondre aux critères de conception énoncés par EACL concernant la capacité portante de la fondation et son tassement différentiel, Hydro-Québec Production a choisi des fondations en béton compacté au rouleau (BCR). Ce type de fondation, utilisé depuis 1995 pour les cinq premiers modules CANSTOR, exige l'excavation du sol jusqu'au socle rocheux, situé à un niveau moyen de 3,6 m au-dessus de la mer. On nettoie ensuite la surface rocheuse au moyen de jets d'eau et d'air. Une couche d'au moins 75 mm de béton maigre doit d'abord recouvrir la roche. Le BCR est alors appliqué en couches successives d'au plus 300 mm d'épaisseur et compacté au moyen de rouleaux vibrants. Une partie des matériaux meubles excavés peut être réutilisée pour le remblayage. L'aménagement d'une base type pouvant recevoir cinq modules CANSTOR nécessite l'excavation d'environ 12 000 m³ de dépôts meubles et la mise en place de 8 000 m³ de béton.

La dalle de béton structurale des unités de stockage à sec sera coulée sur la fondation de BCR. Son niveau supérieur sera amené à la cote de 7,7 m. Un volume d'environ 6 000 m³ de matériaux granulaires permettra d'élever le terrain autour de la dalle jusqu'à cette même élévation, avant l'installation des modules CANSTOR. Un sixième de ces matériaux, soit 1 000 m³, proviendront de gravières ou de sablières déjà en exploitation dans la région, tandis que le reste sera constitué des matériaux excavés.

La construction des silos commencera par la mise en place d'une dalle de béton. Le niveau de remblai atteindra 6,9 m, ce qui correspond à la surface inférieure de la dalle ; le dessus de la dalle se trouvera quant à lui à la cote de 7,7 m, comme les autres ouvrages de l'ASSCI. On veillera à protéger les barres d'attente, servant à ancrer les silos, qui seront éventuellement installés sur la dalle. Le volume de remblayage atteindra environ 6 000 m³. Outre les matériaux meubles excavés, on utilisera 1 000 m³ de matériaux provenant de gravières ou de sablières déjà en exploitation dans la région.

Pour effectuer les travaux d'excavation, il faudra une ou deux pelles rétrocaveuses ou un ou deux chargeurs, un bouteur et au plus quatre camions pour transporter les matériaux. L'excavation sera effectuée le jour, sur une période de cinq jours. Une usine de béton mobile, exploitée en continu sur les lieux, fournira le béton des fondations en BCR. Le remblayage et le compactage nécessiteront trois ou quatre camions, un chargeur, un bouteur, un rouleau compresseur et un compacteur.

3.6.1.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

La préparation du site de l'IGDRS commencera par le retrait de la terre végétale et des structures en place (canalisations et autres). Les travaux d'excavation, de remblayage et de compactage se répartissent en quatre phases :

- phase 1 : fondation de la première plateforme du côté nord ;
- phase 2 : fondation de la deuxième plateforme du côté nord et fondation de l'extrémité ouest de la troisième plateforme, correspondant à quatre ESRU ;
- phase 3 : fondation du centre de la troisième plateforme, nécessaire à quatre ESRU additionnelles, et fondation d'une moitié de la quatrième plateforme, située du côté sud ;
- phase 4 : fondation de la seconde moitié de la quatrième plateforme et fondation du reste de la troisième plateforme.

La structure géologique sous l'IGDRS doit pouvoir supporter les installations de stockage prévues ainsi que la grue-portique et la semi-remorque portant le château de transfert, sans qu'un tassement entraîne l'instabilité des ouvrages. Les méthodes de construction retenues permettront d'assurer cette stabilité à long terme. L'emplacement des plateformes de stockage de l'IGDRS pourrait être excavé jusqu'à la roche-mère, située à une profondeur atteignant 8 m par endroits. Aucune excavation n'est toutefois prévue dans la partie du site ne comprenant pas d'unités de stockage. Selon la profondeur d'excavation atteinte, la mise en place de géotextiles pourrait être requise pour supporter les sols adjacents. Hydro-Québec Production utilisera, selon les endroits, le matériau approprié.

Les fondations des unités de stockage des déchets de réfection et des ESRU seront construites avec du BCR ou un matériau équivalent. On a prévu un remblai de gravier compacté autour des plateformes nord et sud, vouées au stockage des déchets compactables et non compactables ainsi que des filtres usagés. Le volume total de matériaux meubles à excaver pour l'IGDRS est estimé à 105 000 m³ en considérant une superficie de 21 000 m² et une profondeur moyenne de 5 m. Toute la surface supportant les unités de stockage ainsi que le chemin adjacent seront remblayés jusqu'au niveau de 7,7 m, ce qui exigera environ 120 000 m³ de matériaux compte tenu de l'élévation moyenne actuelle de 7,0 m du terrain. Deux rampes d'accès seront aussi construites aux entrées de l'IGDRS.

Jusqu'à 25 000 m³ de déblai pourront être réutilisés pour le remblayage, après la coulée de l'assise des plateformes, au plus tard quelques semaines après l'excavation. Ainsi, le volume de remblai devant être transporté à l'emplacement de l'IGDRS sera de l'ordre de 95 000 m³. Les matériaux meubles non réutilisables (environ 80 000 m³) seront acheminés à l'aire de dépôt aménagée au sud-ouest de l'ASDR, où ils seront nivelés à la fin des travaux.

Les tuyaux de drainage et les câbles électriques seront installés dans le remblai, qui sera compacté mécaniquement. Le rail (si requis) et la grue-portique pourront alors être mis en place, de même que les clôtures, les barrières et les équipements de sécurité.

Les travaux d'excavation, de remblayage et de compaction exigeront un minimum de trois pelles rétrocaveuses, de quatre bouteurs, de cinq camions et de trois rouleaux compacteurs. Un marteau perforateur monté sur porteur pourra aussi être utilisé pour démolir certaines fondations existantes. Pour construire les fondations en BCR, une usine de béton mobile sera en activité jour et nuit au site du complexe nucléaire de Gentilly.

3.6.2 Construction des unités de stockage

3.6.2.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

Modules CANSTOR

La construction des modules CANSTOR, qui se fera par étapes, comprend l'installation de l'armature, des pièces encastrées et des cylindres étanches ainsi que la mise en place du béton. Les dimensions de chaque module CANSTOR sont de 21,6 m de longueur sur 8,1 m de largeur et 7,5 m de hauteur. La construction d'un module requiert 1 070 m² de coffrages, 185 t d'acier et 660 m³ de béton. La base des rails de la grue-portique est placée à la cote de 7,6 m, parallèlement aux rangées de modules. Elle a une largeur de 2,4 m et une hauteur de 90 cm. Le volume total de béton est d'environ 700 m³ pour un module et la portion de rails correspondante. La distance entre deux modules est d'environ 5 m.

La surface asphaltée autour des modules CANSTOR sera au niveau de 7,7 m, la cote de conception devant être égale ou supérieure à la cote d'inondation de récurrence décennale. La partie supérieure de la base du module est de 20 cm plus élevée, à 7,9 m.

Silos

Les silos de stockage du combustible irradié seront fixés sur une dalle modulaire en béton. Chaque dalle portera quatre rangées de cinq silos placées perpendiculairement au trajet de la grue-portique.

Pour construire les silos, on installera d'abord la dalle, puis les silos et enfin la base des rails de la grue-portique sur la distance correspondante. Le point le plus bas de la cavité interne du cylindre se trouvera au niveau de 7,9 m au-dessus de la mer. Une dalle type pour construire 20 silos, de 17 m sur 21,3 m, nécessitera 565 m³ de béton au total. La base des rails nécessitera 160 m³ de béton et elle sera érigée en parallèle, comme dans le cas des modules CANSTOR.

On commencera par mettre en place l'armature et les cylindres étanches assemblés par soudure sur le chantier. Ensuite, on installera les coffrages préfabriqués et on coulera le béton par sections ou en continu. Chaque silo, d'un diamètre extérieur de 3,07 m et d'une hauteur de 6,52 m, nécessite 63 m² de coffrages, 14 t d'acier et 43 m³ de béton. La distance entre deux silos d'une même rangée et entre deux rangées sera de 1,14 m.

Deux ou plusieurs silos pourront être construits en même temps selon le nombre de coffrages préfabriqués. Une grue autoportante permettra de mettre en place les coffrages et facilitera le bétonnage. Une ou deux bétonnières serviront de façon continue, en épousant le rythme des travaux. On pourra aussi se servir d'une pompe à béton.

3.6.2.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

La construction des installations de stockage a été divisée en quatre phases :

- La phase 1 prévoit l'aménagement, sur la première plateforme du côté nord, de neuf enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA) ainsi que de trois enceintes de stockage des filtres usagés (type A).
- La phase 2 inclut la construction des unités de stockage des déchets de réfection sur la deuxième plateforme du côté nord, soit cinq silos à déchets de retubage de haute activité, sept enceintes de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA), et trois enceintes de stockage des déchets compactables de faible et de moyenne activité (EDFMA). Quatre ESRU seront également construites dans la partie ouest de la troisième plateforme ; deux de ces enceintes seront dédiées aux résines usées issues de la décontamination du caloporteur et les deux autres aux résines usées d'exploitation.
- La phase 3 comprend la construction, au centre de la troisième plateforme, de quatre ESRU additionnelles pour les résines usées d'exploitation ; ces unités recevront notamment le contenu des deux réservoirs du bâtiment des services de la centrale, lorsqu'ils seront pleins. De plus, six enceintes de stockage des déchets

- compactables et non compactables (EDFMA) seront construites sur une moitié de la quatrième plateforme, située du côté sud.
- La phase 4 sera réalisée au fur et à mesure des besoins d'exploitation. Elle comprend la construction de six autres enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA) sur la quatrième plateforme et de six autres ESRU sur la troisième plateforme.

La construction des différentes unités de stockage en béton armé aura lieu après la préparation du site et la mise en place des fondations. Les armatures en acier seront mises en place avant le coulage du béton. De plus, pour certaines unités, des pièces encastrées et des cylindres en acier seront utilisés. Le béton sera acheminé en continu par bétonnière.

Enceinte de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA)

Les dimensions de chaque enceinte sont de 14,2 m de longueur sur 4,6 m de largeur et 4,4 m de hauteur. La construction d'une enceinte requiert environ 20 t d'acier et 140 m³ de béton.

Enceinte de stockage des filtres usagés (type A)

Les dimensions de chaque enceinte sont de 12,3 m de longueur sur 5,1 m de largeur et 4,4 m de hauteur. La construction d'une enceinte requiert environ 60 t d'acier et 300 m³ de béton.

Enceinte de stockage des résines usées (ESRU)

Les dimensions de chaque ESRU sont de 18,5 m de longueur sur 6,6 m de largeur et 6,2 m de hauteur. La construction d'une ESRU requiert environ 125 t d'acier et 500 m³ de béton. Si un système de grue-portique est utilisé, la base de roulement bétonnée de la grue aura 2,4 m de largeur sur 90 cm de hauteur, soit un volume d'environ 40 m³. Le volume total de béton pour l'ESRU sera d'environ 540 m³.

Silo à déchets de retubage

Le diamètre de chaque silo est de 10,1 m. Les silos ont 6,8 m de hauteur, l'épaisseur nominale des parois étant de 1,2 m. La construction d'un silo exige approximativement 400 m³ de béton.

Si un système de grue-portique est utilisé, la base de roulement bétonnée de la grue aura 2,4 m de largeur sur 90 cm de hauteur, soit un volume d'environ 40 m³. Le volume total de béton pour un silo sera d'environ 440 m³.

3.6.3 Installations annexes

3.6.3.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

Les autres travaux prévus à l'ASSCI incluent l'aménagement des chemins d'accès, la mise en place des ouvrages de drainage, le clôturage du périmètre et l'installation de divers équipements, soit les systèmes de sécurité de même que l'alimentation en électricité et en air comprimé. Dans la plupart des cas, il faudra simplement modifier des éléments existants, en place depuis 1995. Les modifications seront effectuées dès 2004, au cours de la prochaine phase de développement de l'ASSCI.

Pour le transfert du combustible irradié, on continuera d'utiliser le chemin existant ; il est toutefois prévu d'agrandir vers le sud et vers l'ouest les boucles de desserte des unités de stockage et de les asphaltées, tout comme le pourtour des unités de stockage. L'asphalte reposera sur une base en béton recouverte d'une membrane imperméable. Les surfaces asphaltées à l'intérieur de l'ASSCI auront une épaisseur de 10 cm et atteindront le niveau de 7,7 m au-dessus de la mer. Les emplacements des unités de stockage projetées ne seront pas asphaltés.

Les modules CANSTOR sont isolés du système des eaux de surface et des eaux souterraines grâce à la conception particulière du site, à la préparation des surfaces et à l'agencement des fossés de récupération sur le site de stockage. Toutes les surfaces intérieures de l'ASSCI seront munies de rebords pour récupérer les eaux de pluie, qu'un jeu de pentes dirigera vers une canalisation de drainage reliée au réseau pluvial existant. Un déversoir muni d'une vanne de contrôle sert, au besoin, à empêcher l'évacuation de ces eaux dans le canal de rejet. L'espace compris entre les installations de stockage et la surface asphaltée est scellé à l'aide d'un polymère.

Un fossé de drainage longeant le périmètre de l'aire de stockage limite le niveau des eaux sous l'ASSCI pour prévenir le soulèvement par le gel et l'élévation du niveau des eaux souterraines au moment de fortes précipitations ou à la fonte des neiges.

Le périmètre de sécurité sera déplacé progressivement pour englober les nouvelles unités de stockage de l'ASSCI. Un poste de garde est prévu pour le contrôle de l'accès à ce périmètre. De plus, une clôture temporaire définissant la zone de radioprotection protégée, soit la zone 2, sera déplacée en fonction de l'avancement des travaux, de façon à ce que les unités de stockage terminées soient en zone 2 et que les espaces non encore exploités demeurent en zone 1. À la fin de la dernière phase de construction, la zone protégée correspondra à l'ensemble de l'ASSCI.

La grue-portique sera transférée à la nouvelle base (modules 6 à 11) qui sera située au sud des cinq premiers modules CANSTOR. Lors de la construction des autres bases, la grue-portique sera transférée à nouveau.

La ligne à 600 V existante alimentera la grue-portique et le château de transfert, tandis que la ligne à 120 V existante alimentera les appareils d'éclairage, les caméras et les autres équipements de sécurité. Par ailleurs, le système d'alimentation en air comprimé déjà en place permettra de faire fonctionner le grappin de levage du château de transfert.

Le poste interzone actuel, par lequel le personnel d'exploitation accède à l'ASSCI et qui abrite l'équipement nécessaire à l'entretien, sera maintenu à cette fin.

3.6.3.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

Les installations annexes à l'IGDRS incluent les chemins d'accès, les ouvrages de drainage, le périmètre clôturé et divers équipements, soit les systèmes de sécurité et d'alimentation en électricité et en air comprimé, le poste interzone et la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales (voir la figure 3-31). Cette dernière station recueillera les eaux pluviales de l'IGDRS et de l'ASSCI.

Le transfert des déchets à l'IGDRS se fera par un accès principal existant, situé au nord des centrales de Gentilly-1 et de Gentilly-2, qui est déjà utilisé pour le transfert du combustible. Ce chemin principal a actuellement une largeur variant de 6,7 m à 9,0 m. Il devra être modifié pour prévoir une double section pour les zones 1 et 2. L'essentiel des modifications consistera en l'ajout d'une clôture de séparation radiologique entre les deux zones et en l'aménagement de boucles de desserte des diverses unités de stockage. Des corrections mineures seront aussi apportées aux bords du chemin.

Des accès secondaires conduiront à l'IGDRS. Ils auront une largeur type de 6,7 m et seront perpendiculaires aux unités de stockage. Enfin, un chemin périphérique en gravier permettra la circulation des patrouilles de sécurité.

Les quelque 3 000 m³ de déblais associés à ces accès seront transportés à l'aire de dépôt située au sud-ouest de l'ASDR.

Les voies qu'emprunteront les véhicules à l'intérieur de l'IGDRS seront asphaltées. La couche d'asphalte, d'une épaisseur de 10 cm, reposera sur un remblai compacté. Les surfaces asphaltées à l'intérieur de l'IGDRS auront une élévation finale de 7,7 m. Les espaces correspondant aux plateformes des unités de stockage ne seront pas asphaltés.

Les surfaces intérieures de l'IGDRS seront munies de rebords pour récupérer les eaux de pluie, qu'un jeu de pentes dirigera vers des drains et une canalisation construite du côté est. Ces eaux seront acheminées à la station de contrôle et d'échantillonnage avant d'être évacuées dans le réseau pluvial existant. Une vanne permettra de retenir l'eau au besoin.

Dès le début des travaux, on aménagera une clôture définissant un périmètre de sécurité autour de l'IGDRS. L'accès à ce périmètre sera contrôlé à un poste de garde. Comme pour l'ASSCI, des clôtures temporaires délimitant les zones de radio-protection seront installées et déplacées suivant les phases des travaux. La clôture entourant l'ASSCI et les autres éléments du système de sécurité ne devrait pas être modifiée, puisque les travaux de construction de l'IGDRS se dérouleront à l'extérieur du périmètre protégé de la centrale. À la fin des travaux de construction, la zone protégée sera ajustée de manière à intégrer l'ensemble de l'IGDRS. Un poste interzone sera construit au nord-est de l'IGDRS ; il aura un étage et occupera une superficie de 8 m sur 8 m environ.

L'IGDRS comptera une grue-portique de 30 t, montée sur rails ou sur pneumatiques. Une grue mobile de 15 t est également prévue. Une ligne électrique de 600 V, reliée à la ligne existante, alimentera la grue-portique, tandis qu'une ligne à 120 V alimentera les appareils d'éclairage, les caméras de surveillance et les autres équipements de sécurité. Par ailleurs, un système d'alimentation en air comprimé permettra de faire fonctionner le grappin de levage du château de transfert.

3.6.4 Organisation du chantier

3.6.4.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

On accédera au chantier de construction des modules CANSTOR ou des silos par le chemin d'accès principal à l'ASSCI. Les matériaux de construction, tels que les coffrages, les armatures et les granulats destinés aux fondations de BCR, de même que l'équipement nécessaire à la construction des unités de stockage pourront être placés directement dans l'aire d'agrandissement de l'ASSCI, dès que la préparation du terrain sera terminée. Un espace suffisant sera en effet disponible, sauf au moment de la construction des dernières unités de stockage, où il faudra déposer les matériaux et l'équipement à proximité immédiate.

Les espaces de stationnement existants pourront répondre aux besoins des travailleurs affectés à l'agrandissement de l'ASSCI. Quelques roulottes de chantier seront installées à l'extérieur de la clôture située du côté sud de l'ASSCI. Elles devront se trouver à une distance d'au moins 5 m de la zone protégée.

3.6.4.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

Les travailleurs emprunteront le chemin de gravier existant du côté ouest de l'ASSCI durant la première phase des travaux de construction de l'IGDRS. Aux phases suivantes, ce chemin devra être détourné ; l'accès à l'aire des travaux sera alors assuré par une rampe aménagée dans le coin sud-est de l'IGDRS.

Après la préparation du terrain, les matériaux de construction pourront être placés directement dans l'espace prévu pour l'IGDRS. Un espace suffisant sera en effet

disponible, sauf au moment de la construction des dernières unités de stockage, où il faudra déposer le matériel à proximité immédiate. Celui-ci comprend les coffrages et les armatures ainsi que l'équipement nécessaire à la construction des unités de stockage. Les granulats utilisés pour les fondations pourront également être déposés à l'intérieur ou à proximité de l'IGDRS.

Les espaces de stationnement existants seront suffisants pour accueillir la vingtaine de travailleurs qui pourront être présents au chantier de l'IGDRS.

3.6.4.3 Installations annexes liés à la réfection de la centrale

La réfection de la centrale exigera l'aménagement d'installations annexes temporaires sur le site du complexe nucléaire.

Un bâtiment d'un étage, d'environ 18 m de largeur sur 60 m de longueur, sera construit au nord de l'IGDRS (voir la figure 3-31). En plus d'abriter les bureaux administratifs et d'ingénierie préliminaire, il sera utilisé pour la formation des employés et pour l'entreposage des outils.

On utilisera aussi l'entrepôt situé à l'ouest de la centrale de Gentilly-1 pour le stockage temporaire de matériel nécessaire à la réfection. Il est également possible qu'une partie de l'entrepôt situé près de la station de pompage de la centrale de Gentilly-2 soit utilisée à des fins d'entreposage temporaire (voir la figure 2-1).

De même, des bâtiments de l'ancienne usine d'eau lourde La Prade pourraient servir à l'entreposage du matériel de réfection. Cette propriété est située à l'est du complexe nucléaire, au bord du Saint-Laurent. Dans ce cas, les camions qui transporteraient le matériel circuleraient sur la route 132 et sur l'autoroute 30 au sud du complexe nucléaire. Il est également possible que des pièces soient acheminées par voie ferrée à EACL, qui possède des bâtiments d'entreposage situés juste à l'est du complexe nucléaire de Gentilly.

Deux roulottes sont aussi prévues pour abriter la cafétéria des travailleurs. Ces dernières seront situées à proximité du bâtiment qui sera construit au nord de l'IGDRS.

Les espaces de stationnement existants seront suffisants pour recevoir les quelque 100 à 150 travailleurs qui pourront être présents sur le site du complexe nucléaire pendant les 18 mois de la réfection de la centrale (EACL, septembre 2002).

3.6.5 Coût, calendrier de réalisation et main-d'œuvre

3.6.5.1 Coût

Aire de stockage à sec du combustible irradié

Le coût de la construction de quinze modules CANSTOR à l'ASSCI est estimé à près de 58 millions de dollars^[a] (voir le tableau 3-7). Toutefois, seuls les travaux liés aux quatre derniers modules font partie du présent projet, les autres étant déjà autorisés. On évalue à environ 16 millions la portion du coût attribuable à ces quatre unités, dont la construction est prévue entre 2028 et 2038.

Installation de gestion des déchets radioactifs solides

EACL a estimé de façon préliminaire le coût des différentes phases de construction de l'IGDRS. Cette estimation inclut les frais relatifs à la préparation du terrain, à l'excavation, à la couche de BCR qui servira de base de référence pour le calcul estimé des coûts de fondation des unités de stockage, aux matériaux de remblayage, aux accès, au pavage, au système de drainage, à la clôture et aux éléments des unités de stockage, y compris certaines installations temporaires. Cette estimation s'appuie par ailleurs sur une profondeur moyenne de 5 m du socle rocheux.

Sans tenir compte des intérêts et des effets de l'inflation, le coût total de construction de l'IGDRS est estimé à 70,1 millions de dollars, dont 7,8 millions pour la première phase de construction (de la mi-2005 à la fin 2006). Le tableau 3-8 présente les coûts des quatre phases de réalisation de l'IGDRS.

Les sections 7.4.2.2 et 7.5.3.1 traitent respectivement des retombées économiques liées à la construction et à l'exploitation des nouveaux ouvrages.

Installations annexes liés à la réfection de la centrale

Le coût de l'aménagement des installations annexes nécessaires à la réfection de la centrale, qui comprennent notamment un bâtiment d'un étage construit au nord de l'IGDRS, s'élèvera à moins de 2 millions de dollars.

[a] Tous les coûts sont en dollars de 2003.

3.6.5.2 Calendrier de réalisation

Aire de stockage à sec du combustible irradié

Il est prévu de construire trois bases de béton pour accueillir les 15 nouveaux modules de l'ASSCI, dont 11 sont autorisés depuis 1995. Une base de béton peut supporter de quatre à six modules CANSTOR. La construction de la prochaine base, conçue pour six modules, et de deux de ces six modules est prévue en 2004. Cette base sera installée à l'angle sud-est de l'ASSCI, soit au sud des cinq modules existants. Les quatre autres modules de cette base seront construits entre 2009 et 2016. Les neuf modules additionnels, prévus sur deux autres bases, seront établis à l'ouest des onze premiers, selon un rythme déterminé par les besoins de stockage. Enfin, la construction des quatre modules visés par le présent projet, sur la dernière base aménagée à l'angle sud-ouest de l'ASSCI, se fera en même temps que la quatrième phase de construction de l'IGDRS, en fonction des besoins d'exploitation de la centrale.

Le tableau 3-7 présente le calendrier et les coûts de l'ensemble des travaux prévus à l'ASSCI.

Installation de gestion des déchets radioactifs solides

La préparation du terrain de l'IGDRS commencera en 2005 avec le retrait de la couche de terre végétale et des structures en place ainsi qu'avec l'installation des systèmes de drainage, des voies d'accès et de la clôture de sécurité au pourtour de l'installation.

En résumé, les travaux de construction de l'IGDRS seront exécutés selon l'ordre suivant :

- Phase 1 (2005-2006) :
 - Mise en place de la fondation de la première plateforme du côté nord.
 - Construction sur cette plateforme de neuf enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA) et de trois enceintes de stockage des filtres usagés (type A).
- Phase 2 (2008-2009) :
 - Mise en place de la fondation de la deuxième plateforme du côté nord, dédiée aux unités de stockage des déchets de réfection.
 - Construction sur cette plateforme de cinq silos à déchets de retubage de haute activité, de sept enceintes de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA), et de trois enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA).
 - Mise en place de la fondation de la partie ouest de la troisième plateforme.
 - Construction sur cette plateforme de quatre ESRU, soit deux pour les résines de décontamination et deux pour les résines d'exploitation.

- Phase 3 (2011-2012) :
 - Mise en place de la fondation de la partie centrale de la troisième plateforme.
 - Construction sur cette plateforme de quatre ESRU pour les résines d'exploitation.
 - Mise en place de la moitié de la fondation de la quatrième plateforme, située du côté sud.
 - Construction sur cette plateforme de six enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA).
- Phase 4 :
 - Mise en place de la fondation du reste de la troisième plateforme.
 - Construction sur cette plateforme de six ESRU.
 - Mise en place de la seconde moitié de la plateforme sud.
 - Construction sur cette plateforme de six enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA).

Il est à noter que la réalisation de la quatrième phase de construction de l'IGDRS suivra la progression des besoins de stockage liés à la poursuite de l'exploitation de la centrale.

La figure 3-35 présente le calendrier de réalisation des travaux prévus à l'IGDRS.

3.6.5.3 Main-d'œuvre et formation

Le nombre de travailleurs affectés à la construction de l'IGDRS variera selon la phase des travaux et dépend de la durée qui sera retenue. Plus la durée sera courte, plus il y aura de travailleurs présents en même temps aux lieux des travaux. On estime toutefois que le chantier accueillera moins de 20 personnes en même temps, issues des différents corps de métier : arpenteurs-géomètres, manœuvres, opérateurs, mécaniciens, électriciens, travailleurs du béton et de l'acier, camionneurs, surveillants et autres.

Les caractéristiques de la main-d'œuvre affectée à la construction des quatre unités de stockage de l'ASSCI visées par le présent projet seront les mêmes que celles des travailleurs qui œuvrent à la construction des modules CANSTOR. Les travaux seront accomplis par des entrepreneurs sous la supervision d'Hydro-Québec Production. En se basant sur l'expérience acquise, on estime que la construction de deux modules CANSTOR occupe environ 15 travailleurs pendant cinq mois, en moyenne.

Hydro-Québec Production supervisera également les entrepreneurs chargés de construire les installations annexes liées à la réfection de la centrale.

Les travaux de construction de l'ASSCI et de l'IGDRS se dérouleront à l'extérieur des zones protégées et, par conséquent, ne seront pas soumis à des contraintes de radioprotection. On déplacera la clôture temporaire délimitant le périmètre protégé (zone 2) au fur et à mesure du déroulement des phases du projet de façon à en exclure les aires de construction des nouvelles unités de stockage.

Un résumé du plan de construction sera fourni à la CCSN. Des séances d'information et de sensibilisation relatives aux questions environnementales et de sécurité seront offertes aux sous-traitants appelés à participer aux travaux. Hydro-Québec Production s'assurera que les travailleurs possèdent un degré de compréhension suffisant des exigences particulières au projet en ce qui concerne la santé et sécurité, l'environnement, la sûreté et les normes de construction.

3.7 Exploitation des installations projetées

De façon générale, les installations de stockage projetées seront exploitées de la même façon que les installations existantes, puisqu'elles sont du même type dans le cas de l'ASSCI ou semblables dans le cas de l'IGDRS. À ce dernier endroit, hormis les déchets de retubage et les résines usées, qui ont certaines particularités, les déchets radioactifs entreposés seront similaires à ceux de l'ASDR.

3.7.1 Procédures de radioprotection, de sûreté nucléaire et de sécurité matérielle

3.7.1.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

Les activités de mise en contenant du combustible irradié seront exécutées selon le manuel d'exploitation ME 35370, et le transfert à l'ASSCI suivra les procédures 35370-4 et 35370-5.

L'exploitation et l'entretien des composants de l'ASSCI respecteront les exigences de la norme CAN/CSA-N286.5-95(R2000). Les diverses activités d'exploitation des installations, notamment la manutention, le stockage et la surveillance, seront conformes aux directives du *Manuel d'assurance de la qualité de l'exploitation* (MAQE) de la centrale de Gentilly-2 ainsi qu'aux procédures d'exploitation et au programme de radioprotection d'Hydro-Québec Production.

Le programme de radioprotection doit respecter les exigences inhérentes au programme d'assurance de la qualité de l'exploitation (PAQE). Ainsi, des audits internes et externes sont effectués à intervalles réguliers, ce qui permet de détecter les points faibles ou les déficiences éventuelles en matière de radioprotection et d'y remédier. Tous les incidents radiologiques font l'objet d'une enquête et les problèmes sont enrayerés à la source.

L'unité Radioprotection joue un rôle d'expert-conseil en matière de radioprotection. Par exemple, le personnel de cette unité élabore des procédures à l'intention des gestionnaires et il s'assure de la qualité de la radioprotection.

Voici une liste non exhaustive d'activités d'exploitation qui contribueront à diminuer les doses de rayonnement reçues par les travailleurs :

- élaboration de procédures à l'intention des exploitants et transmission à ces derniers des résultats des contrôles effectués, pour s'assurer que le travail sous rayonnement est planifié, revu et exécuté de manière adéquate ; par exemple, les fiches de contrôle radiologique et divers autres documents doivent être présentés à l'appui des demandes de permis radiologique ;
- formation du personnel en vue de la mise en service et de l'exploitation des installations ;
- recours à du matériel de protection (vêtements protecteurs, masques et autres) ainsi qu'à des appareils de mesure radiologique ;
- suivi et modification des différents systèmes pour en améliorer la performance sur le plan radiologique, s'il y a lieu ;
- révision périodique des procédures d'exploitation et de radioprotection ;
- rondes radiologiques effectuées selon un programme préétabli et diffusion parmi l'ensemble du personnel de l'information disponible sur les valeurs mesurées au cours de ces rondes ;
- mise en œuvre d'un programme d'inspections périodiques.

3.7.1.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

Les diverses activités d'exploitation de l'IGDRS, notamment les opérations de manutention, de stockage et de surveillance, respecteront les directives du *Manuel d'assurance de la qualité de l'exploitation* (MAQE) de la centrale de Gentilly-2 ainsi que les procédures d'exploitation et le programme de radioprotection d'Hydro-Québec Production.

Déchets résultant de la réfection de la centrale

Les éléments de radioprotection, de sûreté et de sécurité qui sont applicables aux déchets provenant de la réfection de la centrale sont les suivants :

- Le château de transfert qui sera utilisé pour les déchets de haute activité dirigés vers l'IGDRS présentera un débit de dose de 250 $\mu\text{Sv/h}$ ^[a] au contact et de 25 $\mu\text{Sv/h}$ ^[b] à une distance de 1 m. Bien que les châteaux peuvent varier selon la nature des déchets de réfection, ils fonctionneront tous selon les principes qui régissent le château actuellement utilisé à l'ASSCI (voir la figure 3-29).

[a] 250 $\mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-4}$ Sv/h

[b] 25 $\mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h

- La remorque utilisée pour le transfert des déchets radioactifs sera tractée par un véhicule muni d'une cabine blindée. Le blindage sera suffisant pour réduire à $0,2 \mu\text{Sv/h}^{[a]}$ le débit de dose d'exposition du conducteur dans la cabine. Le transfert s'effectuera uniquement dans des conditions météorologiques favorables.

Déchets résultant de la poursuite de l'exploitation de la centrale

Les procédures de radioprotection en vigueur à l'ASDR, énoncées à la section 2.5.4.2, seront appliquées à l'IGDRS.

3.7.1.3 Formation du personnel

Hydro-Québec Production veille à diffuser le principe ALARA^[b] dans la formation et le soutien de son personnel en matière de radioprotection, en ce qui concerne l'exploitation de la centrale nucléaire de Gentilly-2 tout autant que l'exploitation des aires de stockage (voir la section 2.5.4). Les mesures prises sont les suivantes :

- mise sur pied d'une équipe d'experts et de techniciens en radioprotection qui fournissent des services à tous les employés et à tous les mandataires d'Hydro-Québec Production, y compris les sous-traitants, et les font bénéficier de leurs compétences spécialisées ;
- mise sur pied d'un vaste programme de formation en radioprotection permettant aux employés de comprendre et de mettre en pratique les principes et les méthodes appropriés pour maintenir la dose de rayonnement qu'ils reçoivent au niveau le plus bas qu'on puisse raisonnablement atteindre ;
- élaboration d'une philosophie d'autoprotection amenant les travailleurs à bien cerner les risques en matière de radioprotection qui sont liés aux travaux courants ainsi que les risques en matière d'autoprotection assistée qui sont liés aux travaux exceptionnels ;
- mise en œuvre d'un programme de formation continue, notamment pour tenir compte des changements au titre des procédures ou des risques.

Les travailleurs appelés à effectuer des tâches en milieu radioactif doivent recevoir une formation en radioprotection appropriée à la nature de leurs responsabilités. Dans ce domaine, les politiques de qualification radiologique du personnel décrites dans le programme de radioprotection s'appliquent intégralement. Chaque employé doit porter en tout temps son dosimètre personnel, dont la couleur indique le degré de qualification radiologique qui lui a été attribué. Cet appareil sert à mesurer l'irradiation accumulée.

Le personnel de la centrale de Gentilly-2 possède plus de 20 ans d'expérience dans la manutention du combustible irradié.

[a] $0,2 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2 \times 10^{-7} \text{ Sv/h}$

[b] ALARA : *as low as reasonably achievable*. Le principe ALARA consiste à viser le niveau radiologique le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des aspects économiques.

3.7.2 Gestion du combustible irradié

Actuellement, l'ASSCI est entourée d'une clôture qui est surmontée de trois fils barbelés tournés vers l'extérieur. L'aire est munie d'un système d'éclairage, les barrières sont cadenassées et l'accès est contrôlé. De plus, le service de protection d'Hydro-Québec effectue périodiquement une ronde. L'ASSCI bénéficie aussi du système de contrôle du périmètre de la centrale nucléaire de Gentilly-2.

L'exploitation des installations de manutention et de stockage du combustible irradié suivra les mêmes procédures que celles qui sont appliquées actuellement à la centrale. Ainsi, les opérations en vigueur depuis 1995 et décrites à la section 2.3.1 sur la gestion du combustible irradié seront les mêmes dans l'avenir. La figure 2-3 illustre les différentes étapes de la gestion du combustible irradié.

3.7.2.1 Chargement des paniers

Après avoir été nettoyés, les paniers vides et leur couvercle sont placés dans la piscine de stockage à l'aide d'un palan de 3 t sur monorail.

Le chargement des paniers suit les étapes suivantes :

- Un panier vide est déposé sur la table tournante située sur la table de travail, au fond de la piscine de stockage. Puis, un plateau portant deux rangées de grappes de combustible irradié est placé sur la table basculante située à côté de la table tournante.
- Dans un premier temps, on fait basculer une rangée de grappes de combustible vers la position verticale. Puis, à l'aide de l'outil de levage, chaque grappe est soulevée individuellement et placée dans le panier.
- Lorsque toutes les grappes ont été chargées dans le panier, le plateau est remis en position horizontale. Il suffit alors de faire pivoter le plateau sur 180° autour de l'axe horizontal et de faire basculer la seconde rangée de grappes vers la position verticale.
- Ces opérations sont répétées jusqu'à ce que le panier soit rempli. Le couvercle est ensuite posé sur le panier.

Les paniers remplis de combustible irradié peuvent être déposés temporairement sur des supports au fond de la piscine ou acheminés immédiatement au poste de travail blindé.

L'inspection des grappes de combustible est possible à tout moment durant ces opérations. Toutes ces étapes sont effectuées sous un minimum de 3 m d'eau.

Un système informatisé assure le contrôle des grappes de combustible. On y trouve le numéro et la position de chacune des grappes dans le panier ainsi que le numéro et la position de chaque panier, soit dans la piscine de stockage durant l'entreposage

temporaire, soit dans un cylindre étanche d'un module ou d'un silo. Ce système informatisé permet également de gérer la charge thermique de chaque panier.

3.7.2.2 Séchage et soudage des paniers

Les paniers remplis, qu'ils aient été entreposés temporairement ou non au fond de la piscine, sont acheminés au poste de travail blindé pour être séchés et soudés. On procède de la façon suivante :

- Le panier se trouvant au fond de la piscine est déposé sur la table de transfert placée sous la chute blindée. Il est ensuite hissé dans la chute installée au bord de la piscine, pour être inséré dans le château de transfert placé au-dessus de la chute. Ces opérations sont effectuées à l'aide du grappin pneumatique et du treuil électrique du château de transfert.
- Le panier est lavé par un jet d'eau lorsqu'il émerge de la surface de la piscine. On laisse l'eau s'égoutter pendant quelques minutes avant de fermer la porte coulissante du château de transfert.
- Le château de transfert, reposant alors sur un chariot installé sur des rails, est déplacé à proximité du poste de travail blindé, où le château est soulevé et déposé sur le poste.
- Le panier est abaissé à l'intérieur du poste de travail blindé, sur le chariot/table tournante, et placé en position de séchage. Le couvercle est soulevé de 5 cm à l'aide de quatre doigts pneumatiques. Cela permet à l'air chaud de circuler sur toutes les surfaces des grappes de combustible et du panier.
- Après le séchage, le panier est déplacé en position de soudage. L'opération de soudage est automatique, la table tournant à une vitesse contrôlée, et est suivie par caméra vidéo. Les soudures inférieure et supérieure sont effectuées tour à tour. Les soudures sont inspectées et, au besoin, réparées.

On prend soin de vérifier tous les documents et les données enregistrées de soudage pour s'assurer que la procédure a bien été suivie, et l'approbation de la soudure n'est déclarée qu'après inspection visuelle. Des essais réguliers d'assurance de la qualité de la soudure et de son étanchéité sont effectués par des opérateurs qualifiés aux compétences certifiées.

3.7.2.3 Chargement du château de transfert

Lorsque les soudures sont terminées, le grappin du château est abaissé et inséré dans le collet de levage du panier à l'aide du treuil électrique, puis verrouillé. Le grappin et le panier sont alors hissés dans le château de transfert, la porte est refermée et verrouillée, et le panier est déposé sur le plancher du château de transfert.

3.7.2.4 Transfert du combustible irradié

Après avoir fermé la porte du château et mis en place les verrous de sûreté, on examine le château de transfert pour détecter la contamination de surface. Puis on le transfère de la zone 3 à la zone 2. Le château est ensuite placé sur la plateforme de la semi-remorque au moyen d'une grue de 30 t et fixé sur celle-ci. Le tracteur semi-remorque se déplace ensuite vers l'ASSCI.

Durant le transfert vers l'ASSCI, la circulation est interrompue sur le trajet emprunté par le tracteur semi-remorque. Le service de sécurité s'assure que la voie est libre de toute circulation et de tout obstacle. Le transfert s'effectue uniquement dans des conditions météorologiques favorables.

L'accès actuellement utilisé pour le transfert du combustible vers l'ASSCI servira également à atteindre l'IGDRS. Cet accès sera modifié afin de prévoir une double section pour les zones de radioprotection n^{os} 1 et 2.

3.7.2.5 Chargement d'un module ou d'un silo

Pour le chargement d'un module ou d'un silo, on met d'abord en place le mécanisme de guidage du château de transfert à l'aide de la grue-portique. Ce mécanisme est centré sur l'ouverture du cylindre et fixé au module ou au silo.

S'il s'agit du premier panier à être placé dans le cylindre, le couvercle permanent du cylindre est enlevé. L'anneau de chargement est ensuite placé sur le cylindre. Le tracteur semi-remorque se déplace alors sous la grue-portique et le château de transfert est hissé avec le treuil de 30 t au-dessus du mécanisme de guidage.

Si le cylindre contient déjà du combustible irradié, on procède de la façon suivante :

- Le tracteur semi-remorque se déplace sous la grue-portique et le château de transfert est hissé avec le treuil de 30 t au-dessus du mécanisme de guidage.
- Le couvercle de chargement est fixé au treuil de 10 t.
- Les deux treuils fonctionnent de concert, de sorte que le couvercle de chargement est enlevé presque en même temps que le château est positionné au-dessus du cylindre. Ainsi, l'ouverture est maintenue couverte de façon presque continue.

Pendant ces opérations, seuls l'opérateur et son assistant sont présents au sommet du module ou du silo voisin. Ils se placent à la plus grande distance possible en raison du champ de rayonnement élevé provenant de l'ouverture d'un cylindre partiellement chargé. Dans le cas d'un module partiellement chargé, les autres travailleurs ne montent sur le module qu'après la mise en place du château de transfert, de façon à éviter le champ de rayonnement supplémentaire attribuable à la proximité des autres cylindres pleins.

Une fois que le château de transfert est en place, on effectue les opérations suivantes :

- Le système d'entraînement du grappin est raccordé à l'alimentation en air comprimé et le grappin est engagé.
- Le panier est soulevé légèrement pour permettre l'ouverture de la porte blindée. Les verrous de la porte sont enlevés et cette dernière est ouverte.
- Le panier est abaissé dans le cylindre à l'aide du treuil. Lorsque la chaîne d'attache présente un jeu, le grappin est désengagé et remonté dans le château.
- La porte est refermée et verrouillée de nouveau.

Le personnel non essentiel doit évacuer le sommet du module ou du silo pendant le retrait du château de transfert. L'opérateur et son assistant se déplacent jusqu'au point le plus éloigné possible. On replace le couvercle de chargement en inversant l'opération effectuée lors de son enlèvement. Le château est replacé sur la plateforme de la semi-remorque et transporté au point de chargement.

Une fois le cylindre rempli, le couvercle de chargement est remplacé par le couvercle permanent. L'anneau de chargement est placé au-dessus du prochain cylindre à remplir. Cette opération est effectuée à distance, tout comme le positionnement du château de transfert.

Enfin, le couvercle permanent et la plaque de protection du cylindre sont soudés de façon étanche et les scellés de l'AIEA sont apposés.

À toutes les étapes de la manutention du combustible, du personnel dûment qualifié en matière de radioprotection mesure les champs de rayonnement de façon à s'assurer qu'il n'y a aucun risque de surexposition des travailleurs. De plus, tous les participants à la manutention du combustible irradié prennent régulièrement des mesures de rayonnement gamma.

3.7.3 Gestion des déchets radioactifs solides

3.7.3.1 Déchets résultant de la poursuite de l'exploitation de la centrale

La gestion des déchets radioactifs solides résultant de la poursuite de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2 jusqu'à l'horizon 2035 sera semblable à celle qui est décrite à la section 2.2.2. La figure 3-33 illustre la gestion de ces déchets entre la centrale et les unités de stockage.

Les résines usées associées à la poursuite de l'exploitation seront transférées à l'IGDRS dans un château de transfert placé sur une remorque. L'accès à l'IGDRS sera le même que celui qui est actuellement emprunté pour le transfert du combustible irradié ; il sera modifié de façon à prévoir une double section pour les zones 1 et 2. Les résines seront stockées dans des conteneurs de 3 m³. En considérant les quelque 500 m³ de résines en cause et les pertes d'espace, on obtient un total d'environ

200 conteneurs à transférer, ce qui correspond à un voyage tous les deux jours durant les périodes de vidange des réservoirs du bâtiment des services de la centrale.

3.7.3.2 Déchets résultant du retubage du réacteur et de la réfection de la centrale

La figure 3-34 illustre la séquence des opérations de gestion des déchets radioactifs découlant du retubage du réacteur.

Tous les déchets radioactifs de retubage du réacteur et des activités de réfection de la centrale seront acheminés à l'IGDRS sur une remorque à plancher bas, spécialement adaptée pour ce type de transfert.

On décontaminera le caloporteur primaire avant d'effectuer les travaux de retubage. Les déchets qui en résulteront, soit environ 70 m³ de résines usées, seront transférés dans des conteneurs de 3 m³, ce qui représente un total de 28 conteneurs en tenant compte des pertes d'espace, soit un voyage par jour.

La semi-remorque pourra transporter deux contenants de déchets de haute activité, confinés dans un château de transfert, ou deux boîtes métalliques de déchets non compactables de faible et de moyenne activité.

Le transfert des déchets radioactifs se déroulera seulement lorsque les conditions météorologiques seront acceptables. Comme pour les déchets d'exploitation, le transfert à l'IGDRS des déchets de retubage du réacteur et des activités de réfection empruntera un accès dédié. Pendant le transfert des déchets entre le bâtiment du réacteur et l'IGDRS, l'accès à ce secteur pourrait être interdit, notamment pour des raisons de sécurité.

Le tableau 3-9 précise les quantités de déchets radioactifs issus de la première moitié des travaux de retubage, durant laquelle seront produits les plus gros volumes de ce type de déchets.

Ces opérations de transfert et de stockage n'auront lieu que durant la réfection de la centrale.

3.7.4 Sûreté et contrôle radiologique

3.7.4.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

Sûreté des installations

L'ASSCI comporte trois barrières indépendantes et étanches qui assurent le confinement des radio-isotopes :

- La première barrière est constituée par la gaine qui entoure les pastilles de combustible (voir la figure 3-1). Seul le combustible dont la gaine est intacte sera mis en panier pour le stockage à sec.
- La deuxième barrière est constituée par le panier soudé contenant 60 grappes de combustible. Les paniers sont conçus pour résister aux chocs, à la corrosion et à la chaleur émanant du combustible irradié.
- La troisième barrière est constituée par le cylindre étanche situé à l'intérieur d'un module CANSTOR ou d'un silo. Le cylindre contenant les paniers superposés est scellé à l'aide d'un couvercle soudé en place.

En cas de bris de la gaine durant le stockage à sec d'une grappe de combustible, les radio-isotopes pourraient s'accumuler à l'intérieur du panier scellé. Cet événement n'aurait aucune conséquence et ne serait pas détectable. Pour avoir un événement détectable, il faut qu'une brèche se produise dans le panier soudé contenant la grappe défectueuse. Les radio-isotopes se trouveraient alors confinés à l'intérieur du cylindre étanche.

Les cylindres des modules CANSTOR et des silos contiennent deux tuyaux d'échantillonnage permettant d'effectuer des essais d'étanchéité. La détection de radioactivité indiquerait qu'au moins un des paniers a fui et qu'il contient au moins un crayon défectueux. Dans ces circonstances, le panier défectueux serait identifié et retiré du cylindre, pour être transféré au poste de travail blindé et ouvert dans la piscine de stockage du combustible irradié. Le contenu du panier serait examiné afin d'identifier la grappe défectueuse. Les paniers intacts seraient transférés dans un autre cylindre.

Si la fuite n'est pas détectée lors de la dernière vérification annuelle et si le cylindre étanche se met à fuir, la radioactivité risque de se disperser dans l'environnement. Afin d'évaluer l'effet des fuites chroniques à un membre du public, on a fait un calcul des limites opérationnelles dérivées (LOD). Ce calcul de LOD est applicable à des fuites continues sur une période d'une ou de plusieurs années. Les radio-isotopes ont alors le temps de s'accumuler dans la chaîne alimentaire et il est possible de calculer la contribution de toutes les voies d'exposition pour un membre du public.

La méthode de calcul des LOD est dérivée de la norme canadienne CAN/CSA-N288.1-M87 (R2003) (CSA, 2003). Cette méthode permet de calculer la quantité de

radio-isotopes qui pourraient être libérés à un taux constant dans l'environnement sans qu'une personne appartenant au groupe critique de la population reçoive une exposition qui dépasse les limites de dose.

Parmi tous les isotopes, seul le krypton-85 et le tritium sont suffisamment volatils pour être libérés. Par conséquent, une fuite continue ne pourrait entraîner le dépassement de la limite de dose pour un individu critique vivant en permanence à 2 km de la centrale (voir le chapitre 8).

Il est très peu probable qu'une fuite de matières radioactives dans l'environnement se produise puisque les grappes de combustible irradié sont entreposées de façon sûre et qu'il est possible de les récupérer en tout temps. Le programme de surveillance de l'environnement permet de détecter les moindres fuites.

Des mesures seront prises pour maîtriser les fuites, y compris la récupération des grappes de combustible entreposées dans les modules et les silos. Les installations sont conçues pour limiter les champs de rayonnement à $25 \mu\text{Sv/h}^{[a]}$ au contact des unités de stockage. Par ailleurs, la clôture est située à une distance suffisante pour que les champs de rayonnement au public ayant accès à la zone d'exclusion soient égaux ou inférieurs à $2,5 \mu\text{Sv/h}^{[b]}$.

Enfin, on a porté une attention particulière à la température du combustible dans les deux premiers modules CANSTOR pour s'assurer que la circulation de l'air et la dissipation thermique dans ce type d'unités est adéquate.

Contrôle des rejets liquides potentiels

Les modules CANSTOR et les silos sont isolés du système des eaux de surface et des eaux souterraines grâce à la conception des unités de stockage, à la préparation des surfaces et à l'agencement des fossés de récupération à l'intérieur et à l'extérieur de l'ASSCI.

La surface entourant les modules et les silos est nivelée et recouverte d'asphalte, ce qui la rend imperméable aux eaux de ruissellement ; ces eaux s'écoulent donc dans les canalisations de récupération de l'aire de stockage. L'espace entre les modules, les silos, les dalles et l'asphalte est scellé à l'aide d'un polymère. Advenant un incident qui exige le nettoyage de la surface asphaltée de l'aire de stockage, on fermera les vannes de régulation afin de retenir l'eau. Si l'eau s'avère conforme, après analyse, aux normes de concentration maximale permise (CMP) dans l'eau potable pour la population, elle sera rejetée dans le réseau pluvial existant. Sinon, elle sera pompée et dirigée vers le système de gestion des liquides radioactifs de la centrale.

[a] $25 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-5} \text{Sv/h}$

[b] $2,5 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-6} \text{Sv/h}$

Un autre fossé de récupération est situé sur le périmètre externe de l'ASSCI. Il contrôle le niveau des eaux sous l'aire de stockage pour prévenir le soulèvement causé par le gel et l'augmentation du niveau des eaux souterraines.

Programme d'inspection et de contrôle des installations

Hydro-Québec Production applique un programme d'inspection et de contrôle afin de s'assurer de l'intégrité des systèmes de sûreté des installations. Ce programme prévoit :

- une inspection trimestrielle de l'aire de stockage à sec, des modules, de la clôture et de l'équipement de surveillance ; une attention particulière est portée à la présence de signes de détérioration, tels que des fissures inhabituelles ou des éclats de béton ;
- une première vérification de l'étanchéité des paniers et des cylindres une semaine après le scellement du cylindre et une vérification au printemps et à l'automne de la première année suivant le chargement ;
- deux vérifications durant la deuxième année suivant le chargement ;
- une vérification annuelle par la suite.

La vérification d'étanchéité consiste à relier une pompe au système d'échantillonnage de l'air présent à l'intérieur des cylindres de combustible irradié et à faire circuler cet air à travers deux filtres. La surveillance de l'air des cylindres étanches est effectuée par le biais de tubes d'échantillonnage qui pénètrent à l'intérieur du cylindre étanche, après avoir traversé les parois de béton du module ou du silo. Lorsqu'ils ne sont pas connectés au circuit fermé d'échantillonnage d'air, les tubes sont scellés par des vannes d'acier inoxydable permanentes et les extrémités des tubes, par des bouchons. Les tubes et les vannes sont protégés des intempéries par des plaques protectrices, mais demeurent accessibles pour inspection en tout temps.

Au moment de la vérification d'étanchéité des cylindres, Hydro-Québec Production récupère également l'eau présente dans le drain à des fins d'analyse. Jusqu'à présent, l'analyse radiologique de l'eau et des filtres n'a jamais permis de détecter des radionucléides associés à une fuite des paniers stockés à l'ASSCI. Les seuls radionucléides mesurés sont associés à une contamination extérieure des paniers par l'eau de la piscine de stockage.

Une fuite de produits radioactifs dans l'environnement serait le résultat de défaillances simultanées de toutes les barrières de confinement, c'est-à-dire du cylindre étanche, du panier et de la gaine d'un crayon. Cette suite d'événements a une très faible probabilité de se produire. Si une telle situation survenait, la pression à l'intérieur du cylindre serait très près de la pression atmosphérique (en tenant compte des différences de température). La pression intérieure ne serait pas suffisante pour rejeter soudainement des contaminants radioactifs à l'extérieur. La majeure partie des contaminants demeurerait à l'intérieur du cylindre et une lente diffusion à travers la

fissure pourrait se produire. Dans tous les cas, la quantité de produits volatils, tels que le tritium et le krypton-85 contenus dans un module, serait beaucoup plus faible que la LOD de rejet annuel, soit la quantité que la centrale est autorisée à rejeter dans une année.

Si les contrôles indiquaient un bris de confinement, la situation serait évaluée et une décision serait prise quant au retrait des paniers du cylindre.

En raison de la présence d'entrées et de sorties d'air, le volume interne du module CANSTOR pourrait accumuler une certaine quantité d'eau de pluie ou de fonte de neige. Ces orifices possèdent, dans leur partie extérieure, une légère pente faisant obstacle au ruissellement de l'eau vers l'intérieur. De plus, le plancher du module possède une légère pente en direction d'un puisard permettant de collecter l'eau. Une petite ouverture en labyrinthe sur le côté du module permet l'introduction d'un boyau flexible jusqu'au fond de ce puisard, afin de pomper l'eau vers l'extérieur. Cette eau est échantillonnée et, si elle n'est pas contaminée, elle est ensuite évacuée vers le réseau de drainage du site.

On installera des piézomètres aux différentes phases d'agrandissement de l'ASSCI. Ces appareils, établis à différents niveaux, s'ajouteront aux piézomètres existants dans ce secteur.

Surveillance radiologique

L'ambiance gamma des installations est surveillée par différentes techniques. Un total de 13 détecteurs thermoluminescents (DTL) sont installés à la périphérie de l'ASSCI et d'autres seront installés après l'agrandissement. Ces DTL sont lus chaque trimestre et les résultats figurent dans le rapport trimestriel. De plus, tous les trimestres, on mesure les débits de dose gamma des modules à l'aide de détecteurs portatifs et de relevés de contamination de toutes les surfaces utilisées au cours du chargement des modules. Également, un programme de surveillance de l'environnement est en place depuis 1982. Ce programme porte pour une bonne part sur les aspects radiologiques en relation avec l'exploitation de la centrale de Gentilly-2.

Les points de suivi environnemental autour de l'ASSCI sont décrits plus en détail au chapitre 12 de la présente étude d'impact. Les cartes de l'annexe D montrent l'emplacement des stations de mesure.

3.7.4.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

Sûreté des installations

Les installations proposées à l'IGDRS sont conçues de façon à stocker les déchets radioactifs de façon sécuritaire pendant une période minimale de 50 ans. Leur conception est basée sur les principes suivants :

- Les ouvrages remplissent leur fonction de façon passive et exigent le moins d'intervention humaine et le moins d'entretien possible.
- Ils peuvent résister à toutes les charges prévues pendant leur vie utile sans perdre de leur fonctionnalité.
- Ils comportent un blindage suffisant pour que le débit de dose au contact des unités demeure inférieur à $25 \mu\text{Sv/h}^{[a]}$.
- Ils résistent aux intempéries et empêchent le plus possible l'infiltration d'eau.
- Ils peuvent être inspectées pour vérifier leur condition.

Les enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA), soit les déchets compactables et non compactables provenant de la réfection ou de l'exploitation de la centrale, sont conçues de façon à réduire au minimum les rejets de matières volatiles.

Les enceintes de stockage des filtres usagés (type A) recevront les filtres d'exploitation de la centrale, qui contiennent encore de l'eau lourde. Ces enceintes seront aussi utilisées pour le stockage des contenants Siva-Blast et des éléments chauffants du pressuriseur, qui constituent des déchets solides secs ne contenant pas de matières volatiles.

Les silos à déchets de retubage contiendront des déchets de haute activité qui seront asséchés avant d'être transférés à l'IGDRS. Ces silos, en plus de fournir un blindage suffisant contre les rayonnements gamma, dissipent la chaleur des déchets. Les silos sont scellés et conçus de façon à ce qu'il n'y ait aucun rejet de matières radioactives. Ils ne contiendront pas de matières volatiles susceptibles de s'échapper.

Les ESRU recevront les résines de la décontamination du circuit caloporteur et de l'exploitation de la centrale. On drainera le surplus d'eau des résines avant de les placer dans des contenants cylindriques d'acier inoxydable. Ces contenants, qui sont fermés de façon mécanique et qui possèdent une soupape de surpression, sont insérés dans les cellules de stockage des ESRU. Les cellules sont ensuite fermées à l'aide d'un bouchon et scellées avec une plaque soudée. Le fond et le haut des cellules sont raccordés à des tuyaux d'échantillonnage, qui sont normalement fermés par des valves accessibles à l'extérieur. Périodiquement, on échantillonnera le contenu des cellules afin de vérifier si elles sont pressurisées et s'il y a présence de contamination.

[a] $25 \mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,5 \times 10^{-5} \text{ Sv/h}$

Contrôle des rejets liquides potentiels

Les activités de contrôle des installations de l'IGDRS seront similaires à celles qui sont actuellement en vigueur à l'ASDR et à l'ASSCI.

Dans les EDFMA, le fond de chaque compartiment est muni d'un canal de quelques centimètres de profondeur, destiné à collecter l'eau d'infiltration ou de condensation ou toute fuite venant des déchets.

S'il y a présence d'eau à l'intérieur des unités de stockage, cette eau sera échantillonnée et analysée. Une eau conforme aux normes de CMP de l'eau potable pour la population sera rejetée vers le réseau de drainage de surface. Sinon, elle sera pompée et dirigée vers le système de traitement des déchets radioactifs liquides de la centrale.

L'eau provenant de la surface de l'IGDRS pourra être soit de l'eau de précipitation (pluie et fonte des neiges) ou de l'eau de lavage de la surface. Des drains de surface achemineront les eaux de précipitation vers une station de contrôle et d'échantillonnage qui sera située au nord-est de l'ASSCI. À cet endroit, le débit sera mesuré et un échantillonnage sera effectué en continu. Si on ne décèle pas de contamination, les eaux de précipitation seront évacuées vers le réseau pluvial existant puis vers le canal de rejet. En temps normal, les vannes de régulation des drains de surface et du déversoir seront ouvertes. Si une manipulation fautive des déchets entraîne un lavage de la surface de l'IGDRS, les vannes seront fermées. L'eau sera ainsi retenue et traitée selon son niveau de contamination.

Un fossé de drainage sera aménagé autour de l'IGDRS de façon à détourner les eaux de ruissellement provenant de l'extérieur et éviter toute dilution des eaux éventuellement présentes dans l'aire de stockage.

Programme d'inspection et de contrôle des installations

Le programme d'inspection couvrira principalement :

- la vérification périodique de l'intégrité des silos à déchets de retubage et des enceintes de stockage des résines usées par un échantillonnage de l'air ;
- l'inspection visuelle des unités de stockage ;
- la vérification périodique de la présence de débris accumulés dans les ouvertures de circulation d'air ;
- la vérification périodique des appareils de levage.

Une inspection annuelle permettra de détecter d'éventuelles fissures, de suivre leur évolution et d'effectuer les réparations qui s'imposent pour maintenir l'étanchéité des installations.

Le joint d'étanchéité au bas des enceintes et l'état du parement d'asphalte de l'IGDRS feront l'objet d'une inspection annuelle, qui aura généralement lieu à la fin du printemps. Si une anomalie est décelée, une correction sera apportée le plus tôt possible. L'état de la clôture sera vérifié par des patrouilles du service de protection d'Hydro-Québec.

Surveillance radiologique

On surveillera la radioactivité à l'intérieur de l'IGDRS par des mesures de débit de dose gamma autour de la clôture et au contact des unités de stockage, effectuées une fois par année à l'aide d'un débitmètre gamma.

De façon similaire à ce qui est fait à l'ASSCI, on mesurera l'irradiation externe à l'aide de DTL installés à la périphérie de l'IGDRS. Ces DTL seront lus chaque trimestre et les résultats figureront dans le rapport trimestriel déjà produit pour les aires de stockage.

On effectuera aussi le suivi de la contamination directe des aires de travail, de tout le personnel, des équipements et des véhicules nécessaires à la manutention des déchets.

Le programme de surveillance de l'environnement en vigueur à la centrale de Gentilly-2 (voir la section 2.5.4.3) sera étendu à l'IGDRS. Les points de suivi relatifs à l'IGDRS sont décrits plus en détail au chapitre 12.

3.7.5 Main-d'œuvre et formation

3.7.5.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

L'exploitation des nouvelles unités de stockage de l'ASSCI n'exigera aucun personnel supplémentaire. Une révision mineure des manuels d'exploitation existants est cependant prévue et des séances de sensibilisation seront tenues pour informer le personnel concerné. Ces activités devraient être réalisées peu de temps avant la mise en service des nouveaux ouvrages.

3.7.5.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

Le transfert des déchets solides d'exploitation à l'IGDRS n'exigera aucun personnel supplémentaire ni d'important programme de formation, puisqu'il s'agira d'opérations courantes du même type que celles qui sont actuellement effectuées à l'ASDR. Des révisions mineures sont tout de même prévues dans les manuels d'exploitation existants. De plus, on donnera des cours de formation pour informer le personnel concerné des changements.

Le transfert des déchets de retubage vers l'IGDRS et leur chargement dans les nouvelles unités de stockage demanderont la rédaction de nouvelles procédures

d'exploitation, d'un module de formation propre à ces installations et d'une nouvelle procédure de maintenance. Le personnel affecté au transfert et à l'entreposage des déchets de retubage sera probablement le même que celui qui est actuellement responsable de la gestion des déchets radioactifs en centrale. Tous ces employés devront recevoir une formation particulière adaptée aux nouvelles tâches. De plus, les nouveaux employés devront assister à des séances d'information relatives aux programmes de santé et sécurité au travail, de radioprotection, de gestion environnementale et de sûreté qui sont en vigueur au complexe nucléaire de Gentilly. En tant que maître d'œuvre du retubage du réacteur de la centrale, EACL devra s'assurer, à la satisfaction d'Hydro-Québec Production, qu'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés sont disponibles pour la réalisation des travaux.

La main-d'œuvre nécessaire au transfert des déchets radioactifs à l'IGDRS est la suivante :

- *Résines usées d'exploitation.* Une équipe de trois à quatre employés sera assignée au chargement et au transfert vers l'IGDRS des résines usées d'exploitation. Cette équipe sera active tous les deux jours pendant environ un an. Chaque transfert durera environ deux heures.
- *Déchets d'exploitation.* Une équipe de deux employés sera assignée au chargement et au transfert des déchets d'exploitation, ce qui se produira environ huit jours par année.
- *Résines usées de décontamination du caloporteur.* Une équipe de trois à quatre employés participera au chargement et au transfert vers l'IGDRS des résines de décontamination, avant la période des travaux de retubage du réacteur. Cette équipe sera active tous les jours pendant environ un mois, en considérant que chaque transfert nécessite approximativement deux heures.
- *Déchets radioactifs résultant des activités de retubage.* Pendant le retubage du réacteur, une équipe de quatre employés se chargera du chargement et du transfert vers l'IGDRS des déchets de haute activité. Pour les déchets de faible et de moyenne activité, une équipe de trois personnes sera suffisante. Une équipe sera requise chaque jour durant une période d'environ six mois à partir du début des travaux de retubage, pendant laquelle sera produite la majeure partie des déchets. Le chargement et le transfert se dérouleront au moins douze à quatorze fois par jour durant cette période, soit de tôt le matin jusqu'au soir. Seule une équipe travaillant le jour sera requise durant les six mois suivants, pendant l'installation des nouveaux tubes. Ce sont surtout des déchets compactables de faible activité qui seront produits durant cette période.
- *Inspection et suivi à l'IGDRS.* Les activités d'inspection et de suivi de l'IGDRS seront réalisées par une équipe de deux employés d'Hydro-Québec Production à temps plein, à partir de la fin des travaux de chargement.

3.8 Calendrier d'exploitation de la centrale de Gentilly-2 et des aires de stockage

La figure 3-35 présente le calendrier de réalisation du projet. La mise en service des premières unités de l'IGDRS dédiées aux déchets d'exploitation de la centrale jusqu'en 2013 est prévue en 2006. Par la suite, la mise en service des autres unités de stockage des déchets radioactifs solides et du combustible irradié sera effectuée par phases, jusqu'à la fin de l'exploitation de la centrale et même au-delà, jusqu'à l'horizon 2042.

Les travaux de réfection de la centrale, d'une durée de 18 mois, auront lieu entre 2010 et 2011. Ces travaux permettront de prolonger l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035.

3.9 Déclassement des aires de stockage

En conformité avec les exigences en matière de déclassement incluses dans la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, Hydro-Québec Production a déposé, en juin 2001, un plan préliminaire de déclassement des installations du complexe nucléaire de Gentilly (TLG Service, avril 2001). Les garanties financières requises pour la réalisation des travaux de déclassement ont quant à elles été déposées à la CCSN en 2003.

Le plan préliminaire de déclassement soumis à la CCSN en juin 2001 prévoit un fonctionnement de la centrale de Gentilly-2 jusqu'en 2013. Si la réfection de la centrale est réalisée, Hydro-Québec Production mettra à jour cette planification et modifiera en conséquence le scénario de déclassement, pour une fin de l'exploitation de la centrale vers 2035. Cependant, une variante a été étudiée en 2000, en prenant comme hypothèse de travail une fin de production en 2033. Selon ce scénario alternatif, le déclassement se produirait ainsi : dans l'année et demie suivant l'arrêt, les systèmes seraient placés dans un mode permettant la dormance des installations. La dormance elle-même s'étalerait de 2034 à 2052. Le démantèlement proprement dit serait ensuite effectué jusqu'en 2060, avec une année de préparation, cinq ans d'élimination de toute substance radioactive du site et un an et demi de restauration finale du site. Toujours selon le scénario alternatif, le combustible irradié serait expédié vers un site national d'enfouissement à partir de 2040 jusqu'en 2058.

L'amorce du déclassement des aires de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié dépendra des activités de déclassement de la centrale de Gentilly-2 et des résultats des études de la Société de gestion des déchets nucléaires, qui doit définir une solution de gestion à long terme du combustible irradié. La figure 3-35 montre l'échéancier prévu de déclassement de la centrale.

3.9.1 Activités et objectifs de déclasserement

Les activités de déclasserement se divisent en trois phases principales :

- La phase 1, appelée préparation à la dormance, correspond à la période de planification détaillée des activités de déclasserement.
- La phase 2, appelée dormance, correspond à un état statique pendant lequel les systèmes qui ne contribuent pas à la surveillance ou à la sécurité du site sont drainés, mis hors tension et sécurisés. L'accès aux installations reste contrôlé et Hydro-Québec Production maintient les inspections périodiques et les travaux d'entretien requis.
- Durant la phase 3, Hydro-Québec Production procède à l'élimination hors site des sources potentielles de radiations et de risques. Le site peut alors être restauré à des fins industrielles, commerciales ou résidentielles, sans restriction. Il est libéré de l'application de la réglementation nucléaire à la fin du déclasserement et à l'échéance du permis.

Le texte qui suit décrit plus en détail chaque phase de déclasserement.

3.9.1.1 Phase 1 – Préparation à la dormance

En conformité avec le document G-219 (CCSN, juin 2000), un plan détaillé de déclasserement sera soumis à la CCSN pour approbation avant le début des travaux, soit environ deux ans avant la fin de l'exploitation de la centrale prévue, à l'horizon 2035. Ce plan, en plus de détailler le plan préliminaire de déclasserement déjà produit, devra aussi traiter de toute modification de la stratégie annoncée dans le plan préliminaire et exposer tous les impacts environnementaux liés au déclasserement.

Hydro-Québec Production produira une planification détaillée de l'arrêt de l'exploitation de la centrale afin d'assurer une transition harmonieuse entre la période opérationnelle et celle du déclasserement. La gestion du programme de déclasserement sera assurée par le personnel de la centrale et, au besoin, par des ressources extérieures. Ces activités incluent la planification du retrait définitif de combustible du réacteur, le drainage de l'eau lourde du circuit caloporteur et du circuit modérateur, la révision des spécifications techniques s'appliquant aux opérations, la caractérisation du matériel radioactif et dangereux des installations et des composantes majeures ainsi que l'élaboration des plans et des procédures relatifs à l'état statique. Les spécifications techniques des opérations en cours seront révisées et modifiées afin de refléter les nouvelles conditions de la centrale et les préoccupations de sécurité associées à l'arrêt définitif de la centrale.

Les objectifs de la planification de la dormance intégreront le principe ALARA pour la protection des travailleurs et du public ainsi que pour la protection de l'environnement. Les accès aux aires contaminées ou radioactives seront sécurisés et des barrières physiques seront aménagées au besoin, à l'exception des accès aux

zones contrôlées où doivent être menées des activités d'inspection ou d'entretien. On installera de l'équipement de surveillance et de sécurité, et on déplacera les clôtures au besoin.

3.9.1.2 Phase 2 – Dormance

Les principales activités de la période d'état statique des installations visent à assurer la sécurité du public et de l'environnement. Il s'agit de préserver l'intégrité structurale des ouvrages, de prévenir l'intrusion du public et de circonscrire la radioactivité. La stratégie adoptée inclut le maintien sur place, 24 heures par jour, du personnel de sécurité, l'entretien préventif et correctif des systèmes de sécurité, l'éclairage du site, l'entretien général et la ventilation des bâtiments, les inspections radiologiques régulières des éléments contaminés, le maintien de l'intégrité structurale, la manutention du combustible irradié de même qu'un programme de surveillance de l'environnement et de radioprotection.

Le personnel régulier réalisera l'entretien des équipements, les activités d'inspection et les autres travaux courants. Les travailleurs veilleront à maintenir les structures en bon état, à assurer un éclairage et une ventilation adéquates ainsi qu'à effectuer l'entretien préventif périodique aux endroits nécessaires.

En regard de la sécurité, Hydro-Québec veillera essentiellement à prévenir les entrées non autorisées et à protéger le public. La sécurité sera assurée par le personnel spécialisé sur place ainsi que par la mise en place de clôtures, de détecteurs et d'alarmes d'incendie et de radiations, d'équipement de surveillance et autres. Ces équipements seront maintenus en bonne condition pendant toute la dormance.

Les programmes de surveillance de l'environnement et de radioprotection en vigueur seront adaptés à la dormance en tenant compte du type d'activités associées à cette période d'état statique.

La manutention du combustible irradié pourrait avoir lieu deux fois pendant la dormance :

- une première fois au moment du transfert entre la piscine de stockage et l'ASSCI, soit pendant les sept ans suivant l'arrêt définitif de la centrale ;
- le cas échéant, une deuxième fois au moment du transbordement du combustible dans les châteaux de transport pour leur expédition à l'extérieur du complexe nucléaire de Gentilly.

Du personnel de la centrale sera prévu pour exécuter toutes les tâches requises dans les deux cas. Le processus de déchargement du combustible se fera à l'inverse de celui du chargement. La faisabilité de la récupération des paniers, en utilisant le château de transfert, a été démontrée aux laboratoires de Whiteshell.

À l'IGDRS et à l'ASDR, on pourra récupérer en toute sécurité les déchets grâce à un inventaire radiologique tenu à jour et à la connaissance de l'emplacement précis des divers types de déchets.

3.9.1.3 Phase 3 – Démantèlement et réhabilitation du site

Le démantèlement consiste à retirer les équipements devenus inutiles et à éliminer ou à réduire les risques et la contamination du site sous les seuils admissibles.

Planification

Les activités de démantèlement seront planifiées selon des protocoles qui intègrent le principe ALARA, de façon à assurer la protection du personnel contre les risques d'exposition aux radiations, la protection constante de la santé et de la sécurité du public ainsi que la protection de l'environnement. Tous les travaux de démantèlement respecteront les normes en vigueur et les exigences du programme d'assurance de la qualité en application au moment du démantèlement, probablement après 2050.

La planification comprend notamment les éléments suivants :

- plans de préparation du site pour le démantèlement ;
- étude de caractérisation du site afin de déterminer la nature et l'importance de la contamination radioactive et chimique ;
- procédures détaillées et séquences d'enlèvement des structures ;
- plans de décontamination des structures ;
- conception, fabrication et test d'outils et d'équipement spécialisés ;
- sélection des sous-traitants et des fournisseurs spécialisés ;
- plans pour l'enlèvement et l'élimination des matériaux radioactifs et présentant un risque ;
- planification séquentielle des activités afin de bien coordonner les tâches simultanées ;
- développement et mise à niveau des procédures de radioprotection et de contrôle des rejets liquides et gazeux ;
- plan de nettoyage de la contamination de surface avant l'enlèvement et l'élimination des déchets solides existants ;
- conception des éléments de blindage nécessaires aux activités d'enlèvement et de transport ;
- conception des enveloppes de contrôle de la contamination ;
- établissement des caractéristiques de l'outillage spécialisé.

Démantèlement

Activités générales

Toute source de radioactivité dépassant les critères applicables au moment du démantèlement sera retirée du site et éliminée selon les pratiques en usage à ce moment.

Les principaux travaux de démantèlement sont les suivants :

- le retrait de l'équipement non contaminé ;
- la décontamination des composants permettant de réduire l'exposition des travailleurs ;
- le retrait de tous les débris restants de faible activité de même que de tout matériau pouvant encore être considéré comme à risque et toxique ;
- la vérification et la certification que le matériel est exempt de contamination pour son transport hors site à des fins d'élimination sans restriction (rebuts, déchets recyclés ou généraux) ou à des fins d'élimination contrôlée à un lieu autorisé d'élimination de déchets de faible activité ;
- au cours du traitement, la caractérisation du sol et des structures afin de déterminer les matières qui contiennent des concentrations de radionucléides dépassant les critères en vigueur ;
- la séparation des matières classées déchet radioactif ou matière dangereuse ;
- la caractérisation finale qui assure que toute matière radioactive dépassant les niveaux résiduels permis a été traitée en conformité avec la réglementation et les directives applicables ;
- la préparation du rapport final à l'appui de la demande de retrait définitif du permis auprès de la CCSN et d'autres organismes réglementaires.

Activités liées aux aires de stockage

Bien que conçues pour l'entreposage temporaire, l'ASSCI, l'IGDRS et l'ASDR présenteront la souplesse nécessaire en ce qui trait à l'accessibilité, au confinement et à la gestion à long terme du combustible irradié et des déchets radioactifs. Quelle que soit la solution retenue pour la gestion à long terme des déchets radioactifs et du combustible irradié, ces installations de stockage seront démantelées à la fin de leur vie utile.

Le démantèlement des unités de stockage débutera après le déchargement des grappes de combustible ou des déchets qui y auront été stockés. Selon le plan détaillé de déclassement éventuellement retenu pour la centrale, les équipements des aires de stockage (clôtures, grues, systèmes de sécurité, etc.) seront également démantelés. Au besoin, les installations seront décontaminées avant leur démantèlement. Les pièces d'équipement démontées et les matières résiduelles seront triées avant leur entreposage, leur valorisation ou leur élimination.

Réhabilitation du site

La réhabilitation du site pourra débiter à la suite des travaux de décontamination et de démantèlement. Ces travaux ayant entraîné des dommages importants à plusieurs des installations, il s'agira alors de démolir les parties restantes. Les matériaux convenables, tels les agrégats, pourront être réutilisés pour combler les excavations. Les débris résiduels seront enlevés et transportés pour élimination à un lieu autorisé.

Dans la mesure du possible, les fondations seront arasées à une profondeur de 1 m. Les cavités restantes seront comblées avec du sol propre. Le terrain sera nivelé et revégétalisé pour prévenir les problèmes de drainage, d'érosion et de poussière.

3.9.2 Risques et stratégie de protection

Les principaux risques liés au déclassement sont les accidents industriels, la migration de matériel radioactif ou dangereux ainsi que l'exposition du personnel aux radiations ou à du matériel radioactif ou dangereux. Hydro-Québec Production met actuellement en œuvre des programmes pour contrer ces types de risques et les prolongera pendant les phases de déclassement. Elle reconnaît cependant que le travail de déclassement est différent des activités d'exploitation d'une centrale nucléaire et que ces programmes devront être modifiés. Le texte qui suit décrit la stratégie de protection qui sera mise en place afin de compenser les risques particuliers associés au déclassement.

La stratégie de protection prévue par Hydro-Québec Production durant le déclassement est basée sur le besoin reconnu de réduire au minimum les risques liés, par exemple, à l'exposition aux radiations, aux accidents de travail, aux dommages environnementaux et au coût du projet. Hydro-Québec Production cherche à intégrer les programmes de sécurité aux plans de travail dès l'étape de la planification. À cet égard, elle prévoit profiter de l'expérience acquise dans le cadre du déclassement d'autres centrales nucléaires au Canada et ailleurs dans le monde.

Différentes stratégies de protection seront utilisées pour gérer les risques. Étant donné que le déclassement touche les barrières de sécurité et de confinement radiologique des unités de stockage, il est nécessaire d'élaborer des méthodes particulières de gestion des risques. Ainsi, les travaux seront organisés de telle sorte qu'ils progresseront des aires les plus contaminées vers les aires de potentiel moins élevé de contamination en maximisant l'utilisation des barrières de confinement existantes (ex. : structures de bâtiments intacts, gradients d'air, pression d'air négative, etc.). Lorsque ce sera nécessaire, des mesures de confinement temporaires remplaceront ou compléteront les mesures existantes. Parmi ces mesures, il convient de mentionner l'usage de tentes pourvues d'une ventilation avec filtres à particules hautement performants, l'application d'une pression d'air négative dans les équipements et l'utilisation de systèmes de captage sous vide avec filtres à particules hautement performants pour les équipements produisant de la poussière et de la fumée.

On favorisera l'enlèvement rapide des composants et des systèmes de haute activité ou de fort rayonnement afin que les travaux suivants soient exécutés dans de meilleures conditions et que l'exposition des travailleurs soit aussi faible que possible. De même, le retrait de composants entiers ou en pièces grossières permettra de réduire le temps consacré par les travailleurs à des opérations à haut risque, telles que la segmentation et la manutention prolongée de composants présentant un débit de dose élevé.

En général, les éléments non contaminés seront traités seulement lorsque tous les autres composants contaminés auront été retirés d'une aire de travail. Cette approche permettra de réaliser les travaux à des niveaux de radiation ambiante les plus faibles possible, d'empêcher la recontamination d'un espace déjà décontaminé et de réduire les risques d'accidents.

Tableau 3-1 : Composition des pastilles de combustible avant et après l'irradiation

Élément	Pourcentage massique (%)	
	Avant irradiation	Après irradiation (175 MWh/kg-U)
Éléments originaux		
Uranium-238 (²³⁸ U)	99,28	98,42
Uranium-235 (²³⁵ U)	0,71	0,27
Uranium-234 (²³⁴ U)	< 0,01	< 0,01
<i>Total</i>	<i>100,00</i>	<i>98,70</i>
Nouveaux éléments radioactifs		
Autres isotopes de l'uranium (²³⁶ U, ²³³ U et ²³² U)	—	0,08
Plutonium	—	0,40
Autres actinides	—	0,01
Produits de fission	—	0,16
<i>Total</i>	—	<i>0,65</i>
Nouveaux éléments stables		
Produits de fission	—	0,65
<i>Total</i>	—	<i>0,65</i>
Total global	100,00	100,00

Tableau 3-2 : Déchets résultant de la poursuite de l'exploitation de la centrale, y compris les déchets existants à transférer à l'IGDRS

Composant	Volume estimé (m ³)	Activité estimée (Bq)	Mode d'entreposage
Déchets compactables	1 160	4 × 10 ¹³	Ballots ^a dans l'enceinte de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA)
Déchets non compactables (barils usagés, métaux et matériaux divers) ^b	1 065	4 × 10 ¹²	Contenants variables dans l'enceinte de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA)
Éléments de filtres ^c	60	9,6 × 10 ¹²	Enceinte de stockage des filtres usagés (type A)
Résines usées ^d	500	6 × 10 ¹⁵	Contenants de 3 m ³ dans l'enceinte de stockage des résines usées

^a Les ballots sont cerclés de façon sécuritaire et occupent un volume utile de 0,5 m³ (après perte d'espace de 10 %).
^b Le volume est calculé en tenant compte d'une réduction de volume de 25 % à 66 % et d'une perte d'espace de 10 %.
^c Les éléments de filtres comprennent 170 filtres de 10 cm de diamètre, 170 filtres de 41 cm, 27 filtres de 51 cm, les éléments chauffants du circuit de contrôle de pression du caloporteur et les contenants Siva-Blast associés au nettoyage des générateurs de vapeur.
^d Le volume inclut environ 260 m³ de résines usées qui seront stockées dans les deux réservoirs du bâtiment des services de la centrale.

Tableau 3-3 : Déchets résultant de la réfection de la centrale

Type de déchets	Masse estimée (kg)	Volume estimé (m ³)	Activité estimée (Bq)	Mode d'entreposage et quantité
Haute activité				
Tubes de force	24 6000	8,5	3×10^{17}	76 petits contenants cylindriques ^a dans le silo à déchets de retubage
Tubes de cuve	8 400	3	1×10^{17}	36 petits contenants cylindriques ^a dans le silo à déchets de retubage
Pièces insérées des tubes de cuve (PITC)	820	2	$1,8 \times 10^{16}$	16 petits contenants pour PITC ^b dans le silo à déchets de retubage
Raccords d'extrémité avec bouchons écrans à l'intérieur	93 000	48	3×10^{16}	152 grands contenants cylindriques ^c dans le silo à déchets de retubage
Faible et moyenne activité				
Déchets compactables ^d	64 500	200	4×10^{13}	400 ballots dans l'enceinte de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA).
Déchets non compactables :				191 boîtes métalliques rectangulaires ^e dans l'enceinte de stockage des déchets de retubage (EDFMA)
• tuyaux d'alimentation	105 000	215 ^f	2×10^{12}	
• accessoires des tuyaux d'alimentation	13 200	4	3×10^{14}	
• bouchons de fermeture	9 330	3	3×10^{10}	
Résines usées (décontamination du caloporteur primaire)	75 000	70	$1,5 \times 10^{13}$	Contenants métalliques de 3 m ³ dans l'enceinte de stockage des résines usées
<p>^a Hauteur : 63,5 cm ; diamètre : 61,0 cm ; volume : 0,19 m³ ; capacité de stockage : 0,18 m³.</p> <p>^b Hauteur : 63,5 cm ; diamètre : 61,0 cm ; volume : 0,19 m³ ; capacité de stockage : 0,083 m³ (six cellules de 0,014 m³).</p> <p>^c Hauteur : 105,0 cm ; diamètre : 61,0 cm ; volume : 0,30 m³ ; capacité de stockage : 0,165 m³ (cinq cellules de 0,033 m³). On considère ici que les raccords d'extrémité ne sont pas coupés. S'ils étaient coupés, les besoins de stockage seraient réduits de moitié.</p> <p>^d Le volume brut de déchets compactables est estimé à 800 m³, soit environ 133 m³ après compaction. Par prudence, on utilise un volume de 200 m³ dans l'évaluation des besoins. Le volume utile est fixé à 0,5 m³ par ballot.</p> <p>^e Boîtes métalliques de 1,83 m sur 1,17 m sur 0,58 m (1,24 m³).</p> <p>^f Valeur maximale qui tient compte, selon une approche prudente, de l'espace occupé par les coudes des tuyaux d'alimentation.</p>				

Tableau 3-4 : Particularités des unités de stockage étudiées pour l'IGDRS

Unité de stockage	Description	Catégorie de déchets	Type de déchets	Élément d'entreposage	Dimensions	Capacité d'entreposage	Blindage radiologique	Drainage	Exploitant	Références ^a
Enceinte de stockage des déchets compactables et non compactables (type 1A) (figure 3-11)	Enceinte rectangulaire hors terre avec murs et couvercle en béton armé	Déchets de faible et de moyenne activité compactables et non compactables	Types 1 et 2 ^c	Ballot de déchets compactables Entreposage direct ou dans des boîtes métalliques des déchets non compactables	Enceinte : larg. : 4,6 m long. : 14,3 m haut. : 4,2 m épais. murs : 0,61 m	142 m ³	Béton	Pente de 1 % au niveau du plancher, drain et canal de collecte	Énergie Nouveau-Brunswick	EACL, septembre 2003, p. 36, 37 et 39
Fosse à déchets de faible et de moyenne activité (type B) (figure 3-12)	Structure rectangulaire partiellement enfouie avec murs et couvercle en béton armé Divisée en 4 compartiments	Déchets de faible et de moyenne activité compactables et non compactables	Types 1 et 2 ^{a b}	Ballot de déchets compactables Entreposage direct des déchets non compactables	Enceinte : larg. : 3,4 m long. : 13,3 m haut. : 3,3 m épais. murs : 0,6 m	100 m ³	Béton	Pente de 1 % au niveau du plancher, drain et canal de collecte	Hydro-Québec	Hydro-Québec, février 1981
Fosse à déchets de faible et de moyenne activité (type C) (figure 3-13)	Structure rectangulaire partiellement enfouie avec murs et couvercle en béton armé Divisée en 2 compartiments	Déchets de faible et de moyenne activité compactables et non compactables	Types 1 et 2 ^{a b}	Ballot de déchets compactables Entreposage direct des déchets non compactables	Enceinte : larg. : 3,9 m long. : 11,8 m haut. : 3,3 m épais. murs : 0,6 m	115 m ³	Béton	Pente de 1 % au niveau du plancher, drain et canal de collecte	Hydro-Québec	Hydro-Québec, février 1981
Bâtiment de stockage des déchets faiblement radioactifs (figure 3-14)	Bâtiment avec murs de béton préfabriqués renforcés, plancher en béton et géomembrane, éclairé mais non chauffé	Déchets de faible et de moyenne activité compactables et non compactables (résines de faible activité)	Types 1 et 2 ^d	Ballot, baril et conteneurs variés	Bâtiment : larg. : 30,7 m long. : 47,1 m haut. : 7,9 m épais. murs : 0,38 m (augmenté au besoin) épais. plancher : 0,05 m	8 000 m ³	Mur de béton du bâtiment avec ajout de plaques de béton	Drain et fosse de drainage	Ontario Power Generation	OPG, sept. 2000, p. 2-14 à 2-18

Tableau 3-4 : Particularités des unités de stockage étudiées pour l'IGDRS (suite)

Unité de stockage	Description	Catégorie de déchets	Type de déchets	Élément d'entreposage	Dimensions	Capacité d'entreposage	Blindage radiologique	Drainage	Exploitant	Références ^a
Enceinte de stockage des filtres usagés (type A) (figure 3-15)	Enceinte rectangulaire avec murs et couvercles en béton armé	Filtres d'activité moyenne et élevée	Types 2 et 3 ^{a b}	Entreposage direct des filtres radioactifs dans des cylindres verticaux coulés dans le béton	Enceinte : larg. : 5,1 m long. : 12,3 m haut. : 4,4 m épais. murs : 0,6 m 36 cylindres de 51 cm de diamètre et 72 cylindres de 41 cm de diamètre	200 m ³	Béton	Aucun	Hydro-Québec	EACL, nov. 2002a, p. 4-2 Hydro-Québec, févr. 1981, p. 6
Fosse souterraine IC-18 (figure 3-16)	Cylindre souterrain en acier au carbone entouré d'une gaine en béton avec couvercle en béton	Déchets d'activité moyenne et élevée	Types 2 et 3 ^d	Conteneurs variés	Structure cylindrique : diam. : 1,73 m haut. : 11,75 m	18 m ³	Acier, béton et sol	Drainage par conduites au fond du cylindre et au niveau du sol	Ontario Power Generation	OPG, sept. 2000 EACL, août 2003a
Silo à déchets de retubage (figure 3-17)	Structure cylindrique hors terre en béton armé contenant 7 cylindres en acier	Déchets de haute activité	Type 3 ^b	Contenants cylindriques métalliques de 0,19 m ³ ou de 0,30 m ³	Structure cylindrique : diam. : 9,4 m haut. : 6,8 m épais. murs : 1,2 m 7 cylindres de 1,4 m de diamètre	Peut contenir 168 petits contenants de 0,19 m ³ ou 105 grands contenants de 0,30 m ³ .	Béton	Tubulure de drainage de fond	Aucun	EACL, nov. 2002a, p. 4.1 EACL, déc. 2001, p. 3.7 EACL, septembre 2002, p. 45
Enceinte de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) (figure 3-18)	Structure rectangulaire hors terre en béton armé	Déchets de faible et de moyenne activité	Types 1 et 2 ^a	Boîte métallique rectangulaire de 1,24 m ³ ou ballot	Enceinte : larg. : 4,6 m long. : 14,2 m haut. : 4,5 m	Peut contenir 70 boîtes métalliques de 1,24 m ³ ou 156 m ³ de ballots	Béton	Pente de 1 % au niveau du plancher, drain et canal de collecte	Aucun	EACL, août 2003b
Quadriceille (figure 3-20)	Structure carrée hors terre avec murs et couvercle en béton armé contenant 4 cavités cylindriques	Résines de décontamination du circuit caloporteur primaire et résines de purification du caloporteur et du modérateur	Types 2 et 3 ^{a b}	Conteneur en acier	Structure carrée : base : 36 m ² haut. : 3,8 m	16 m ³	Béton	Information non disponible	Hydro-Québec Ontario Power Generation	EACL, août 2003a

Tableau 3-4 : Particularités des unités de stockage étudiées pour l'IGDRS (suite)

Unité de stockage	Description	Catégorie de déchets	Type de déchets	Élément d'entreposage	Dimensions	Capacité d'entreposage	Blindage radiologique	Drainage	Exploitant	Références ^a
Décacellule (figure 3-21)	Structure rectangulaire hors terre avec murs et couvercle en béton armé contenant 10 cavités cylindriques	Résines de décontamination du circuit caloporteur primaire et résines de purification du caloporteur et du modérateur	Types 2 et 3 ^a	Conteneur de 3 m ³ en acier	Structure rectangulaire : larg. : 6,6 m long. : 15,5 m haut. : 6,2 m	50 m ³ effectif	Béton	Tuyau à la base	Hydro-Québec Ontario Power Generation	EACL, août 2003a
Enceinte de stockage des résines usées (ESRU) (figure 3-22)	Structure rectangulaire hors terre avec murs et couvercle en béton armé contenant 12 cavités cylindriques	Résines de décontamination du circuit caloporteur primaire et résines de purification du caloporteur et du modérateur	Types 2 et 3 ^a	Conteneur de 3 m ³ en acier	Structure rectangulaire : larg. : 6,6 m long. : 18,5 m haut. : 6,25 m	60 m ³ effectif	Béton	Tuyau à la base	Aucun	EACL, août 2003a
<p>^a Catégories de débit de dose au complexe nucléaire de Gentilly (voir l'annexe F).</p> <p>^b Catégories de débit de dose selon EACL (voir l'annexe F).</p> <p>^c Catégories de débit de dose au complexe nucléaire de Point Lepreau (voir l'annexe F).</p> <p>^d Catégories de débit de dose au complexe nucléaire de Bruce (voir l'annexe F).</p>										

Tableau 3-5 : Évaluation environnementale comparative des deux sites envisagés pour l'IGDRS

Critère d'évaluation	Site 1	Site 2
Affectation du sol	Utilisation d'un espace à vocation industrielle non utilisé.	Perturbation d'un espace naturel qui n'a jamais été utilisé à des fins industrielles.
Zone inondable	L'emplacement est déjà remblayé au-dessus de la cote d'inondation d'une récurrence de 100 ans.	L'empiètement dans la zone inondable est soumis à des contraintes réglementaires.
Végétation	Aucun déboisement n'est nécessaire en raison de l'absence de végétation arborescente et arbustive.	Perte d'environ 0,26 ha d'un groupement végétal de milieu humide (saulaie à aulne).
Habitat faunique	Ce terrain remblayé ne présente aucun potentiel faunique.	Perte de 0,30 ha d'un habitat potentiel pour les poissons, l'herpétofaune et la sauvagine, situé dans la zone inondable.
Contamination du sol	Le site est exempt de contamination en métaux et en hydrocarbures C ₁₀ -C ₅₀ .	Le site est contaminé par le tritium. Un suivi environnemental est assuré au moyen d'un réseau de piézomètres.
Perception visuelle	Les nouvelles installations s'intégreront à l'ensemble architectural du complexe nucléaire de Gentilly.	Les nouvelles installations seront partiellement visibles de la route et dissociées de l'ensemble architectural principal. L'intégration visuelle est cependant possible par un aménagement paysager adéquat.
Radioprotection du personnel de la centrale de Gentilly-2	La proximité de la centrale de Gentilly-2 augmente les risques d'irradiation potentielle et aggrave les conséquences d'un accident éventuel pour le personnel de la centrale.	L'éloignement de la centrale de Gentilly-2 réduit les risques d'irradiation potentielle et atténue les conséquences d'un accident éventuel pour le personnel de la centrale.
Radioprotection de la population	L'éloignement des habitations à plus de 1 km du site atténue les conséquences potentielles pour la population d'éventuelles émissions radiologiques.	L'éloignement des habitations à plus de 1 km du site atténue les conséquences potentielles pour la population d'éventuelles émissions radiologiques.


 Avantage d'un site par rapport à l'autre.

Tableau 3-6 : Évaluation technicoéconomique comparative des deux sites envisagés pour l'IGDRS

Critère d'évaluation	Site 1	Site 2
Espace disponible	Le site est assez vaste pour répondre aux besoins de stockage des déchets solides de la centrale.	Le site est assez vaste pour répondre aux besoins de stockage des déchets solides de la centrale.
Rehaussement du sol à la cote d'inondation d'une récurrence de 10 000 ans (7,7 m)	Un remblayage de 0,7 m d'épaisseur est nécessaire.	Un remblayage d'environ 1,4 m d'épaisseur est nécessaire.
Préparation du terrain	La préparation exige une excavation d'environ 5 m de profondeur, le retrait des structures sous-jacentes et le remblayage jusqu'à la cote de 7,7 m. Le volume maximal à excaver et à remblayer est respectivement d'environ 105 000 m ³ et 95 000 m ³ . Environ 25 000 m ³ de déblais pourront être réutilisés.	La préparation exige une excavation d'environ 5 m de profondeur et un remblayage jusqu'à la cote de 7,7 m. Le volume maximal à excaver et à remblayer est respectivement d'environ 105 000 m ³ et 135 000 m ³ . Aucun déblai ne sera réutilisé.
Accessibilité	La faible distance (environ 350 m) parcourue par le tracteur semi-remorque dans la zone protégée à partir de la centrale de Gentilly-2 limite les risques d'accidents associés au transfert.	La distance plus longue (environ 700 m) parcourue par le tracteur semi-remorque à partir de la centrale de Gentilly-2 augmente les risques d'accidents associés au transfert, d'autant plus que le tracteur semi-remorque empruntera en partie le chemin public en dehors de la zone de protection.
Centralisation du stockage des déchets radioactifs	Le stockage des déchets radioactifs solides est effectué à deux endroits.	Le stockage des déchets radioactifs solides est effectué à un seul endroit.
Zonage de la centrale	Le site est à l'intérieur de la zone d'exclusion (rayon de 1 km) et de la zone protégée de la centrale de Gentilly-2, ce qui facilite la surveillance et l'inspection.	Le site est à l'intérieur de la zone d'exclusion (rayon de 1 km), mais à l'extérieur de la zone protégée de la centrale de Gentilly-2.
Systèmes de sécurité	Il faudra mettre en place de nouvelles clôtures et de nouveaux systèmes de sécurité.	Il faudra mettre en place de nouvelles clôtures et de nouveaux systèmes de sécurité.
État des chemins	Le chemin emprunté pour le transfert des déchets solides à l'intérieur de la zone protégée de la centrale n'exige pas de travaux de consolidation importants.	Les chemins empruntés pour le transfert des déchets solides exigent des travaux de consolidation, de modification de courbure et de renforcement des passages de drains.
Proximité des réservoirs de mazout de la centrale thermique de Bécancour	Le site se trouve à environ 900 m des réservoirs de mazout de la centrale de Bécancour, ce qui réduit les risques de dommages attribuables à l'incendie de ces réservoirs.	Comme le site se trouve à environ 600 m des réservoirs de mazout de la centrale de Bécancour, il y a lieu d'examiner les risques de dommages associés à l'incendie de ces réservoirs.
Aspect économique ^a	Le coût des travaux de préparation du terrain est estimé à 35 millions.	Le coût des travaux de préparation du terrain est estimé à 35 millions.

^a Estimation préliminaire des coûts en dollars de 2003.


 Avantage d'un site par rapport à l'autre.

Tableau 3-7 : Calendrier de réalisation et coût des travaux prévus à l'ASSCI

Travaux ^a	Année de réalisation prévue	Coût estimatif (millions de dollars de 2003)
Excavation et fondation en BCR des modules 6 à 11 (angle sud-est)	2004	3,6
Construction du module 6	2004	1,5
Construction du module 7	2004	1,5
Construction du module 8	2009	1,5
Construction du module 9	2009	1,5
Construction du module 10	2016	1,5
Construction du module 11	2016	1,5
Excavation et fondation en BCR des modules 12 à 16 (angle nord-ouest)	2019	3,0
Construction du module 12	2019	1,5
Construction du module 13	2022	1,5
Construction du module 14	2022	1,5
Construction du module 15	2025	
Construction du module 16	2025	1,5
Excavation et fondation en BCR des modules 17 à 20 (angle sud-ouest)	2028	2,4
Construction du module 17	2028	1,5
Construction du module 18	2028	1,5
Construction du module 19	2035	1,5
Construction du module 20	2038	1,5
Ingénierie, surveillance des travaux, frais d'administration et réserve pour imprévus. Pavage, bâtiments de services, éclairage, clôtures, drainage et équipements divers		1,5
Total partiel		31,5
Autres dépenses		
20 cylindres d'un module		(0,45)
300 cylindres des 15 modules	Total partiel	6,75
200 paniers d'un module		(1,3)
3 000 paniers des 15 modules	Total partiel	19,5
Total global		57,75
^a La construction des modules 6 à 16 a été autorisée en 1995. Seuls les modules 17 à 20 font l'objet du présent projet.		

Tableau 3-8 : Coûts des travaux liés à l'IGDRS

Travaux	Coût estimatif (millions de dollars de 2003)				
	Phase 1	Phase 2	Phase 3	Phase 4	Total
Enceintes de stockage des filtres usagés (type A)	1,3	0,0	0,0	0,0	1,3
Enceintes de stockage des résines usées	0,0	1,5	4,5	5,0	11,0
Silos à déchets de retubage	0,0	5,0	0,0	0,0	5,0
Enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables et enceintes de stockage des déchets de retubage (EDFMA)	1,7	1,0	1,8	0,9	4,4
Excavation	0,6	2,5	1,7	3,0	7,8
Béton armé	1,2	6,5	2,5	7,8	19,0
Fondations et plateformes	1,2	3,5	1,5	2,8	9,0
Remblai	0,6	1,0	1,0	0,4	3,0
Pavage et autres travaux	0,4	0,5	0,4	0,3	1,6
Contingences	0,8	3,5	1,7	2,0	8,0
Total	7,8	25	15,1	22,2	70,1

Tableau 3-9 : Déchets expédiés à l'IGDRS pendant la première moitié des travaux de retubage du réacteur

Activité	Déchets non compactables produits	Type et nombre de conteneurs	Nombre maximal de transferts de déchets (approximatif)	Durée des travaux (approximative)
Drainage du réacteur	Bouchons de fermeture	8 boîtes	1 par jour	6 jours
Retrait du système d'alimentation	Tuyaux d'alimentation et accessoires	74 boîtes	4 par jour	10 jours
Retrait des raccords d'extrémité	Assemblages de positionnement	10 boîtes	3 par jour	40 jours
	Partie la plus active des raccords d'extrémité avec bouchons écran à l'intérieur	152 grands contenants cylindriques		
	Partie de faible activité des raccords d'extrémité avec supports	42 boîtes		
Retrait des tubes de force	Tubes de force	76 petits contenants cylindriques	4 par jour	10 jours
Retrait des pièces insérées des tubes de cuve (PITC)	PITC	16 petits contenants pour PITC	1 par jour	25 jours
Retrait des tubes de cuve	Tubes de cuve	35 petits contenants cylindriques	1 par jour	15 jours