

2 Description des installations existantes

2.1 Généralités

Le complexe nucléaire de Gentilly est situé sur la rive droite du fleuve Saint-Laurent, à environ 15 km à l'est de Trois-Rivières.

La propriété, qui appartient à Hydro-Québec, a une superficie de 199 ha (voir la carte 1 à l'annexe Q). Elle couvre les lots 887, 888, 894, 895 et 884-1 à 884-7 ainsi qu'une partie des lots 280, 281 et 282, tous du cadastre de la paroisse de Saint-Edouard-de-Gentilly, dans le comté de Nicolet.

Le complexe nucléaire de Gentilly compte deux centrales nucléaires, une centrale thermique et des aires de stockage, dont une sert à entreposer les déchets radioactifs solides (ASDR) et l'autre le combustible irradié (ASSCI). La figure 2-1 présente l'ensemble des installations du complexe nucléaire.

La centrale nucléaire de Gentilly-1, propriété d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL), a été mise hors service à la fin des années 1970. La centrale nucléaire de Gentilly-2, d'une puissance de 675 MW, est exploitée commercialement depuis le 1^{er} octobre 1983. Elle est divisée en différents bâtiments de production, soit le bâtiment du réacteur, le bâtiment de la turbine et le bâtiment des services.

La centrale thermique de Bécancour, d'une puissance de 400 MW, est en exploitation depuis 1993. Elle a été implantée à proximité de la centrale de Gentilly-2 parce qu'elle a pour fonction, en plus d'être une centrale de pointe, de réalimenter les services auxiliaires (pompes du circuit de refroidissement, équipements de secours et de sûreté, etc.) de la centrale nucléaire en cas de panne du réseau.

L'aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI) a été aménagée à environ 100 m au sud du bâtiment du réacteur de la centrale de Gentilly-1. Elle compte actuellement cinq modules CANSTOR ; deux autres devraient être construits en 2004. L'aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR) est implantée à environ 350 m au sud-est de l'ASSCI.

Parmi les autres installations présentes sur le site de Gentilly, on trouve un vaste entrepôt, situé au nord du complexe nucléaire près du fleuve, ainsi que la station de pompage de la centrale de Gentilly-2, établie juste à l'est de l'entrepôt. Au sud de la centrale se trouvent le poste de départ de Gentilly-2 et le poste de garde. Les installations comprennent également d'autres entrepôts, un centre d'information publique, un magasin transitoire, le bâtiment administratif et de formation situé dans l'ancienne centrale de Gentilly-1, un bassin de rétention des eaux de surface ainsi qu'un bassin de décantation des eaux usées domestiques.

Les principales installations sont entourées d'une clôture qui constitue le périmètre de la zone protégée du complexe nucléaire. Un système d'éclairage et de caméras ajoute à la sécurité de la centrale.

Deux réservoirs de mazout de même qu'un quai de dépotage sont aménagés à environ 400 m au sud de la centrale de Bécancour.

Une zone d'exclusion d'un rayon d'un peu moins de 1 km entoure le bâtiment du réacteur de la centrale de Gentilly-2. Aucune structure ne peut être érigée à l'intérieur de cette zone sans l'autorisation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).

2.2 Gestion des matières dangereuses résiduelles

Trois types de matières dangereuses sont gérés au complexe nucléaire de Gentilly : le combustible irradié, les déchets radioactifs solides et les matières dangereuses non radioactives. Les deux premiers types de déchets sont entièrement gérés sur place, alors que les matières dangereuses non radioactives sont gérées à l'intérieur et à l'extérieur du site.

La gestion des matières dangereuses est encadrée par le système de gestion environnementale (SGE) d'Hydro-Québec Production. La description d'un processus de gestion environnementale intitulé « Gérer les impacts environnementaux de l'exploitation des installations du site de Gentilly » (DRP-23) est en cours d'élaboration. Ce processus, qui s'applique tant aux matières radioactives qu'aux matières résiduelles non radioactives, devrait être entièrement en vigueur en 2004. Il sera conforme aux politiques de l'entreprise ainsi qu'aux règlements provinciaux et fédéraux relatifs à la prévention de la pollution et à l'amélioration continue.

Un plan d'action visant à optimiser la séparation des déchets radioactifs et non radioactifs de la centrale de Gentilly-2 est en cours de réalisation depuis juin 2002 et se poursuivra jusqu'au troisième trimestre de 2005.

2.2.1 Combustible irradié

Le combustible irradié de la centrale de Gentilly-2 doit séjourner pour une période minimale de six ans dans la piscine de stockage avant d'être transféré à l'aire de stockage à sec.

Pour effectuer le transfert, on place les grappes de combustibles dans des paniers en acier inoxydable. Ce transfert s'effectue dans la piscine de stockage (voir la figure 2-2). Chaque panier est ensuite hissé dans une chute blindée installée au bord de la piscine, puis inséré dans un château de transfert placé au-dessus de la chute blindée (voir la figure 2-3).

Le château de transfert est déplacé vers un poste de travail blindé. Une fois parvenu au poste blindé, le château de transfert est soulevé et déposé sur le poste. Puis le panier contenant le combustible est abaissé à l'intérieur du poste blindé, où il est séché et soudé. Après ces opérations, le panier est soulevé dans un château de transfert, qui est déposé sur une remorque pour être transporté à l'ASSCI.

À l'ASSCI, après avoir enlevé le couvercle d'un des cylindres d'un module CANSTOR, on place le château de transfert sur l'ouverture et on abaisse le panier dans le cylindre. Le château est ensuite retiré et le couvercle remis en place. Ces opérations sont répétées jusqu'à ce que dix paniers soient superposés dans chaque cylindre d'un module. Lorsqu'un cylindre est rempli, on soude son couvercle et on appose les scellés de contrôle de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA).

La consommation moyenne de la centrale de Gentilly-2 est de 4 500 grappes de combustible par année. À la fin du troisième trimestre de 2003, 51 000 grappes de combustible irradié étaient entreposées à l'ASSCI, remplissant ainsi quatre des cinq modules CANSTOR en place.

2.2.2 Déchets radioactifs solides

La centrale de Gentilly-2 produit divers types de déchets radioactifs solides qui se distinguent principalement par leur activité, variant de faible à élevée. Les déchets sont d'abord recueillis et transférés à l'aire de stockage temporaire en centrale (voir la figure 2-4). On effectue à cet endroit une vérification radiologique et un tri du contenu. Les déchets sont classés en quatre types :

- compactables et incinérables ;
- compactables et non incinérables ;
- non compactables et non incinérables ;
- non compactables et incinérables.

Les déchets sont par ailleurs classés en fonction de leur débit de dose à 1 m de distance :

- déchets de faible activité : moins de 0,002 Sv/h ;
- déchets de moyenne activité : de 0,002 Sv/h à 0,2 Sv/h ;
- déchets de haute activité : plus de 0,2 Sv/h.

La plupart des déchets radioactifs compactables de faible activité sont compactés à un taux d'environ 6,2. Il est à noter que le compacteur à déchets radioactifs est muni d'un système de ventilation et de filtration intégré. Les ballots de 0,45 m³ sont constitués d'une boîte de carton ondulé dont l'intérieur est recouvert d'un sac de vinyle de 0,2 mm d'épaisseur. Le ballot est ceint de quatre sangles en acier

inoxydable puis recouvert d'un sac de vinyle identique au premier. Ce second sac est scellé à l'aide de rubans adhésifs en toile afin d'assurer l'étanchéité du ballot.

On place les déchets radioactifs non compactables de faible activité dans des barils métalliques scellés. Les déchets de faible activité qu'on ne peut aisément placer dans des barils sont emballés dans des sacs en plastique et déposés dans une fosse. Les filtres de moyenne et haute activité, après avoir été asséchés, sont placés dans un château blindé qui sert au transfert dans la fosse A-13 de l'ASDR.

On mesure l'activité radiologique du contenu de chaque ballot ou baril. La méthode consiste à mesurer le débit d'exposition au contact du contenant et à appliquer un facteur de conversion.

Après l'estimation de leur activité, les ballots et les barils sont envoyés à l'ASDR pour y être stockés. Les déchets entreposés à l'ASDR contiennent moins de 1 % des substances radioactives engendrées par l'exploitation normale de la centrale.

Les résines usées provenant principalement des colonnes échangeuses d'ions des systèmes de purification du caloporteur primaire et du modérateur constituent également des déchets de haute activité. Ces résines sont actuellement stockées à l'intérieur du bâtiment des services de la centrale, dans deux réservoirs dédiés à cette fin. Ces réservoirs sont tapissés d'une couche de 1 mm de fibre de verre et pourvus de puits d'accès sur le dessus pour permettre l'entretien et la récupération du matériel. D'une capacité maximale de 200 m³, chacun fournit un volume effectif pour les résines de 160 m³. Une période de latence d'une dizaine d'années est prévue pour ce type de matériel avant son transfert vers d'autres installations.

De 1983 à la fin de 2002, la centrale a produit en moyenne 10 m³/a de résines, 2,5 m³/a d'éléments de filtres, 30 m³/a de déchets compactables et 6 m³/a de déchets non compactables (voir le tableau 2-1).

2.2.3 Déchets non radioactifs

Les déchets domestiques sont acheminés au lieu d'enfouissement sanitaire de Saint-Étienne-des-Grès ou font l'objet de recyclage.

D'autres déchets non radioactifs (ex. : huiles usées et filtres provenant du traitement des huiles) font partie des matières dangereuses résiduelles au sens du *Règlement sur les matières dangereuses*. Le SGE en vigueur à la centrale nucléaire de Gentilly-2, défini dans le document de référence DR-58, contient une clause environnementale (D8) relative à la récupération des matières résiduelles non assimilables à des déchets domestiques. Ces matières sont entreposées temporairement sur place, au centre de récupération des matières contaminées (CRMC). Après que l'unité Radioprotection a donné une autorisation, ces déchets sont acheminés au centre de récupération des matières dangereuses (CRMD) d'Hydro-Québec situé à Saint-Hyacinthe. On se

charge à cet endroit de la gestion et de l'élimination de ce type de déchets en conformité avec les lois et les règlements en vigueur. Au besoin, une firme spécialisée peut aussi prendre en charge ces matières dangereuses.

Par ailleurs, le processus de gestion environnementale en cours d'élaboration (DRP-23) prévoit un programme de gestion des matières dangereuses qui touche le contrôle des achats, la désignation des zones de récupération sur les lieux de travail et le transfert à un centre de récupération.

2.3 Aires de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié

Les déchets radioactifs issus de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2 et le combustible irradié sont entreposés dans deux aires distinctes vouées à cette fin, soit l'aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI) et l'aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR).

2.3.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

L'ASSCI a été aménagée en 1995. L'aire clôturée de l'ASSCI mesure 89,5 m dans l'axe nord-sud sur 130 m dans l'axe est-ouest.

L'ASSCI comporte cinq modules de type CANSTOR, une technologie mise au point par EACL. L'aire est éclairée et la voie d'accès aux modules est asphaltée. L'installation comporte une grue-portique pour la manutention du combustible de même qu'un bâtiment d'accès et de contrôle du personnel appelé poste interzone. L'ASSCI est construite sur un remblai qui atteint la cote de 7,7 m.

Chaque module CANSTOR est composé de 20 cylindres métalliques étanches à l'intérieur desquels se trouvent 10 paniers en acier inoxydable, superposés et scellés, d'une contenance de 60 grappes de combustible chacun. Les cylindres sont installés dans une structure de béton servant de blindage radiologique. La capacité de stockage d'un module atteint 12 000 grappes de combustible irradié. Ces modules ont été conçus et sont exploités de façon à répondre aux exigences les plus sévères de la CCSN en fonction d'une vie utile minimale de 50 ans. Une évaluation récente de ces installations a confirmé que leur durée d'exploitation pourrait atteindre jusqu'à 100 ans grâce à des mesures de suivi adéquates (CTECH, novembre 2002).

2.3.2 Aire de stockage des déchets radioactifs

L'ASDR a été aménagée en deux phases (voir la figure 2-5). La phase 1 a été réalisée dans les années 1970 afin de combler les besoins de stockage des déchets découlant de l'exploitation de la centrale de Gentilly-1. Ces déchets, appartenant à EACL, ont depuis été transportés à Chalk River, en Ontario. Hydro-Québec Production utilise

maintenant les fosses de la phase 1. La phase 2 a été réalisée au début des années 1980, en prévision de la mise en service de la centrale de Gentilly-2.

L'ASDR mesure environ 64 m dans l'axe nord-sud sur 55 m dans l'axe est-ouest. Le terrain de la phase 1 se trouve au niveau de 9,0 m et celui de la phase 2, à 11,3 m. Les terrains adjacents sont en moyenne à 6,3 m.

L'ASDR est aménagée sur un remblai dont la surface est asphaltée. Une roulotte d'environ 3 m sur 10 m, située à l'extrémité nord-ouest, sert de poste de contrôle de l'accès et du personnel. L'ASDR fait partie de la zone de radioprotection n° 2 (voir la figure 2-1) ; la roulotte constitue la limite de deux zones de radioprotection et un moniteur interzone y est disponible.

À la fin du troisième trimestre de 2003, le volume de stockage résiduel à l'ASDR s'établissait à 235,5 m³, pour une capacité totale d'environ 1 270 m³ (Hydro-Québec Production, novembre 2003). De façon globale, la disponibilité de stockage de l'ASDR est estimée à 20 %.

2.3.2.1 Phase 1

La phase 1 comporte des fosses de types A, B et C. Ces fosses en béton sont enterrées à des profondeurs de 2,15 m à 2,5 m.

Les trois fosses de type A sont des quadricellules. Ces constructions en béton armé contiennent chacune quatre cylindres en acier (A-1 à A-12). Elles sont conçues pour recevoir les déchets (filtres usagés et autres déchets de haute activité) qui ont un débit de dose de 0,2 Sv/h et plus à 1 m de distance. Les fosses de type A sont situées à l'angle nord-est de l'ASDR. Seules les fosses A-7 et A-8 contenaient des déchets en 2003, soit des barils apportés en 1999 qui contiennent des boyaux flexibles et divers objets métalliques.

Les huit fosses de type B (B-1 à B-8) peuvent recevoir des déchets compactables et non compactables de faible et de moyenne activité qui ont des débits de dose variant entre 0,002 Sv/h et 0,2 Sv/h à 1 m de distance. En 2002, les fosses B-5 et B-7 étaient encore vides et les autres partiellement remplies.

Les fosses de type C sont conçues pour l'entreposage de déchets de faible activité qui ont un débit de dose inférieur à 0,002 Sv/h à 1 m. La phase 1 de l'ASDR comprend huit fosses de type C (C-1 à C-8), dont seules les fosses C-6 et C-8 ne sont pas complètement remplies.

2.3.2.2 Phase 2

La partie de l'ASDR correspondant à la phase 2 comprend des fosses en béton enterrées à une profondeur de 2,6 m. Une fosse de type A (A-13), située à l'angle

sud-est, est constituée d'un massif de béton contenant 108 compartiments (36 cylindres de 51 cm de diamètre et 72 cylindres de 41 cm de diamètre). Ces cylindres servent au stockage des filtres usagés, dont certains ont une activité élevée. Par ailleurs, six fosses de type C (C-9 à C-14) reçoivent des déchets compactables qui ont des débits de dose variant entre 0,002 Sv/h et 0,2 Sv/h à 1 m de distance, soit des déchets de faible et de moyenne activité. Ces fosses, situées au sud de l'ASDR, sont toutes remplies.

2.4 Exploitation de la centrale de Gentilly-2

2.4.1 Description générale du fonctionnement de la centrale

La centrale nucléaire de Gentilly-2 produit de l'énergie électrique qui est acheminée au réseau d'Hydro-Québec par quatre lignes de transport d'Hydro-Québec Trans-Énergie. La centrale a une capacité brute de 675 MW en exploitation normale, ce qui équivaut aux besoins en puissance d'une ville de 200 000 habitants.

La technologie nucléaire repose sur l'utilisation d'un réacteur qui produit de l'énergie à partir d'une réaction de fission ayant lieu à l'intérieur de l'atome.

Au départ, l'énergie latente est contenue dans le combustible. Pour extraire cette énergie, le combustible est placé dans le réacteur où il se produit une réaction dans certains atomes de combustible. Cette réaction transforme l'énergie latente du combustible en chaleur ou énergie thermique. L'énergie thermique est extraite par un caloporteur primaire puis, par le biais de générateurs de vapeur, transférée à un caloporteur secondaire où de la vapeur est produite. On achemine cette vapeur à une turbine pour la maintenir en rotation. Il y a donc transformation d'énergie thermique en énergie mécanique à cette étape. La turbine entraîne à son tour un alternateur qui transforme l'énergie mécanique en énergie électrique.

Le fonctionnement de la centrale de Gentilly-2, illustré à la figure 2-6, suit les étapes suivantes :

- L'eau lourde du circuit caloporteur primaire circule dans le réacteur autour du combustible, assemblé en grappes. On crée dans le réacteur les conditions favorables à la fission entretenue des noyaux d'uranium-235. Durant cette réaction, le caloporteur primaire absorbe la chaleur intense dégagée par le combustible.
- L'eau lourde réchauffée circule jusqu'au générateur de vapeur, où la chaleur est transmise à l'eau ordinaire du circuit caloporteur secondaire.
- L'eau de ce circuit secondaire se transforme en vapeur qui actionne une turbine, laquelle fait tourner un alternateur qui produit de l'électricité.
- L'eau venant du fleuve Saint-Laurent sert à refroidir et à condenser la vapeur. L'eau condensée retourne au générateur de vapeur et le cycle recommence.

2.4.2 Systèmes nucléaires

2.4.2.1 Réacteur

Le réacteur est le composant principal du procédé où se produit la réaction nucléaire. Il est composé essentiellement d'une cuve cylindrique en acier inoxydable, appelée calandre, reposant dans l'eau légère. L'eau légère et la calandre sont contenues dans un caisson en béton qui en assure l'étanchéité (voir la figure 2-7).

La calandre du réacteur est traversée par des tubes de cuve renfermant les tubes de force. En plus de contenir les grappes de combustible, les tubes de force permettent de canaliser le caloporteur primaire (liquide qui transporte la chaleur). La canalisation qui mène le caloporteur aux tubes de force est composée des tuyaux d'alimentation. Le réacteur de Gentilly-2 est composé de 380 tubes de force. Les composants du système caloporteur primaire sont présentés à la section 2.4.2.4.

Les tubes de cuve, les tubes de force et une partie des tuyaux d'alimentation sont les principaux composants qui seront remplacés au moment du retubage du réacteur. Une description détaillée de ces travaux est faite à la section 3.2.2.1. Le remplacement de ces pièces engendrera les déchets les plus radioactifs issus de la réfection de la centrale.

2.4.2.2 Combustible

Le combustible utilisé à la centrale de Gentilly-2 est de l'uranium naturel, un élément qu'on trouve en grande quantité au Canada. Le minerai extrait est traité pour obtenir de la poudre de dioxyde d'uranium. Celle-ci est comprimée sous forme de pastilles de céramique, qui sont insérées bout à bout dans des gaines métalliques appelées crayons. Ces derniers sont assemblés sous forme de grappes, chaque grappe étant formée de 37 crayons. Le réacteur de la centrale de Gentilly-2 contient au total 4 560 grappes de combustible qui y séjournent en moyenne un an. Le combustible est contenu dans les tubes de force, à raison de 12 grappes par tube.

La section 3.2.1.1 présente de façon plus détaillée les caractéristiques du combustible.

2.4.2.3 Réaction nucléaire en chaîne

L'uranium étant naturellement radioactif, des fissions spontanées — c'est-à-dire non provoquées — se produisent dans le combustible neuf avant son introduction dans le réacteur. Dans des conditions normales, ce phénomène n'entraîne aucune réaction en chaîne. En effet, les neutrons émis pendant ces fissions spontanées se déplacent trop rapidement (à environ $7,2 \times 10^7$ km/h) pour produire une telle réaction, de sorte qu'ils rebondissent généralement sur le noyau sans être absorbés par celui-ci.

Un neutron sera donc plus facilement absorbé par le noyau s'il se déplace à vitesse réduite. Pour favoriser la fission, on abaisse la vitesse de déplacement des neutrons à environ 7 900 km/h. Dans le réacteur, cette réduction de vitesse est obtenue grâce aux propriétés de l'eau lourde, qui agit comme modérateur.

Lorsqu'il y a réaction en chaîne, c'est-à-dire lorsqu'on obtient une fission contrôlée des atomes d'uranium (voir la section 2.4.4), il se produit de façon continue un dégagement de chaleur dans le réacteur.

2.4.2.4 Système caloporteur primaire

Le système caloporteur primaire est constitué de deux boucles de circulation entièrement indépendantes qui n'ont que certains points d'interface pour la purification et le contrôle de pression et d'inventaire. Le système caloporteur primaire fait circuler de l'eau lourde pressurisée à travers les canaux de combustible du réacteur afin de recueillir l'énergie thermique dégagée par la fission nucléaire du combustible. Cette énergie est transportée par le fluide caloporteur vers les quatre générateurs de vapeur, où la chaleur est transférée à l'eau ordinaire déminéralisée. Celle-ci est portée à ébullition et la vapeur actionne ensuite la turbine. La figure 2-8 illustre le circuit principal du caloporteur primaire ainsi que ses principaux composants.

Ce circuit comporte :

- 380 tubes de force ;
- quatre générateurs de vapeur ;
- quatre collecteurs d'entrée ;
- quatre collecteurs de sortie.

Le caloporteur circule dans les tubes de force à une température variant entre 270 °C (entrée) et 310 °C (sortie). Par ailleurs, le modérateur de la calandre est à une température d'environ 70 °C. Pour éviter qu'il y ait un trop grand transfert de chaleur entre les tubes de force et le modérateur, les tubes de force sont entourés par un autre tube, soit le tube de calandre ou tube de cuve. Ce dernier fait partie de la calandre elle-même. Il délimite un espace en forme d'anneau et est rempli de dioxyde de carbone (CO₂), un gaz isolant. Le tube de cuve est un autre composant qui sera remplacé au moment du retubage du réacteur.

Le circuit comporte des raccordements pour les systèmes auxiliaires et le pressuriseur. Le système de purification du caloporteur primaire fait partie des systèmes auxiliaires. Il sert à purifier mécaniquement et chimiquement le caloporteur primaire, ce qui entraîne une gestion de filtres usagés, résultant de la filtration mécanique, et de résines usées, résultant de la purification chimique dans les colonnes échangeuses d'ions. La section 2.4.6.2 traite de cet aspect plus en détail.

2.4.2.5 Système modérateur

Le système modérateur, illustré à la figure 2-9, remplit au moins deux rôles. Premièrement, il sert à ralentir suffisamment les neutrons afin que la réaction en chaîne soit possible. En second lieu, le modérateur sert de médium pour disperser des produits chimiques servant à contrôler ou à stopper la réaction en chaîne. Le modérateur entoure les tubes de cuve et est refroidi par un échangeur de chaleur.

Les procédés de purification du système modérateur sont identiques à ceux du système caloporteur primaire et entraînent la gestion de filtres usagés et de résines usées.

2.4.3 Systèmes conventionnels de production d'électricité

Les principaux systèmes conventionnels de la centrale de Gentilly-2 qui produisent de l'électricité à partir de la vapeur sont les suivants :

- la turbine et le condenseur ;
- le circuit caloporteur secondaire (eau légère déminéralisée) ;
- l'alternateur.

Le circuit caloporteur secondaire renferme de l'eau ordinaire qui, transformée en vapeur, permet d'actionner la turbine. Cette eau, contenue dans les quatre générateurs de vapeur, est chauffée par échange de chaleur avec le circuit caloporteur primaire, sans contact entre les deux liquides.

La vapeur produite par les générateurs de vapeur est dirigée vers la turbine qui actionne l'alternateur et, de ce fait, produit de l'électricité. Après son passage dans la turbine, la vapeur est condensée au contact des tuyaux dans lesquels circule l'eau du fleuve. C'est le condenseur qui permet cette transformation, effectuée sans échange de liquides. La vapeur condensée est ensuite retournée aux générateurs de vapeur et un nouveau cycle recommence. L'eau utilisée pour condenser la vapeur est retournée au fleuve par le canal de rejet.

Environ 2 200 MW thermiques sont récupérés dans le réacteur par le caloporteur primaire et transférés au caloporteur secondaire. Cette énergie thermique sous forme de vapeur permet d'atteindre environ 675 MW de puissance électrique.

2.4.4 Systèmes de régulation du réacteur

Le réacteur nucléaire est muni de systèmes de régulation de la puissance qui ont pour rôle de contrôler le nombre de neutrons en circulation, de manière à maintenir le taux de fission au niveau désiré.

La régulation est assurée par un ordinateur qui traite l'information provenant de différents capteurs (neutrons, débit d'eau, température, etc.) et actionne les mécanismes de réactivité appropriés. Il est à noter que le remplacement de cet ordinateur fait partie des travaux de réfection de la centrale de Gentilly-2.

Si le nombre de neutrons, le débit d'eau ou la température du caloporteur dépassent certaines valeurs déterminées, l'ordinateur règle automatiquement la puissance d'une partie ou de l'ensemble du réacteur.

2.4.5 Systèmes spéciaux de sûreté

En temps normal, l'arrêt du réacteur est assuré par le système de régulation. Grâce aux mécanismes de réactivité qui absorbent les neutrons, on peut abaisser de façon graduelle et contrôlée la puissance du réacteur.

Il peut arriver que certains paramètres soient en deçà ou au-delà des limites établies, ce qui indique une situation anormale. Dans de tels cas, le programme d'abaissement rapide de la puissance entre en jeu et actionne la commande des barres solides. Celles-ci s'enfoncent alors dans le cœur du réacteur et font rapidement diminuer la puissance.

Si le système habituel de régulation faisait défaut, ou encore s'il ne suffisait pas à stopper le réacteur assez rapidement, chacun des deux systèmes d'arrêt d'urgence indépendants seraient en mesure d'assurer l'interruption du réacteur en moins de 2 s, empêchant ainsi tout dommage aux équipements (voir la figure 2-10).

Le système d'arrêt d'urgence n° 1 (SAU-1) se compose de 28 barres métalliques qui, en cas de besoin, sont relâchées automatiquement dans le réacteur afin d'absorber les neutrons. Le système d'arrêt d'urgence n° 2 (SAU-2) comprend six réservoirs de gadolinium, un liquide qui absorbe les neutrons et stoppe la réaction en chaîne lorsqu'il est injecté dans l'eau lourde du modérateur.

Il existe aussi d'autres systèmes d'urgence conçus pour répondre à diverses situations, soit le système de confinement et le système de refroidissement d'urgence du cœur (RUC) du réacteur. Le système de confinement rend étanche l'enceinte du réacteur qui abrite le réacteur et les systèmes du caloporteur primaire et du modérateur. Il peut être assisté par un circuit d'arrosage situé au-dessus du réacteur. Si l'arrosage est activé, l'eau sera toujours confinée dans l'enceinte étanche du réacteur, car le confinement sera alors en vigueur. Le système de refroidissement d'urgence du

réacteur est un système de secours utilisé en cas de rupture du système caloporteur primaire. Il fournit une source d'eau froide indépendante pour refroidir le combustible.

Les quatre systèmes spéciaux de sûreté de la centrale sont indépendants les uns des autres de même que des systèmes de production, de façon à éviter qu'un même défaut n'entraîne la défaillance simultanée des systèmes de production et de sûreté.

2.4.6 Autres systèmes de la centrale

Le fonctionnement de la centrale exige le concours de plusieurs autres systèmes essentiels, à commencer par le système d'alimentation électrique interne.

Certains équipements et systèmes doivent être refroidis. Mis à part le condenseur, le moyen le plus utilisé est le refroidissement par de l'eau ordinaire circulant en circuit fermé. Ce circuit est à son tour refroidi par de l'eau provenant du fleuve. En plus du refroidissement, de l'eau déminéralisée est produite en centrale pour combler les pertes du cycle du caloporteur secondaire. L'eau déminéralisée permet de réduire la corrosion des équipements (turbine, condenseur et pompes).

La ventilation des bâtiments est assurée par des systèmes ayant certaines particularités, notamment la ventilation du bâtiment du réacteur.

L'eau lourde reçoit aussi une attention particulière, notamment pour sa purification et sa reconcentration.

La centrale produit des effluents liquides, des effluents gazeux et des déchets solides. Le combustible est retiré du réacteur et est refroidi pendant un minimum de six ans dans la piscine de stockage avant d'être transféré à l'ASSCI. L'eau de la piscine est filtrée par des colonnes échangeuses d'ions, ce qui produit des résines radioactives qui doivent être entreposées adéquatement.

Du diesel et du mazout sont également nécessaires pour faire fonctionner certaines pompes et génératrices, qui sont normalement en mode d'attente. Ces équipements doivent être testés à une fréquence régulière. À la centrale de Gentilly-2, on compte douze réservoirs hors sol et sept réservoirs souterrains pour le diesel et l'essence. Quatre d'entre eux, soit des réservoirs de 91 000 L de diesel chacun, ont été remplacés en 2003 par de nouveaux équipements conformes à la réglementation.

2.4.6.1 Gestion de l'eau

L'eau qui sert à l'exploitation de la centrale provient du Saint-Laurent et est soutirée par la station de pompage située au nord du site, en bordure du fleuve (voir la figure 2-1). Le débit pompé est de 25 m³/s. L'eau est acheminée vers différents réseaux : condenseurs, eau brute de refroidissement (EBR), eau brute d'alimentation

(EBA), traitement de l'eau potable, production d'eau déminéralisée et lutte contre l'incendie. L'EBR refroidit l'eau de service recirculée (ESR).

Le réseau qui alimente les condenseurs a comme fonction de condenser la vapeur et de retourner l'eau aux générateurs de vapeur. L'eau qui est passée dans les condenseurs est dirigée directement vers le canal de rejet.

La majeure partie des échangeurs de chaleur sont refroidis par l'ESR. Ce système est à son tour refroidi par l'eau brute de refroidissement (EBR) qui est en boucle ouverte au fleuve. Le circuit fermé de l'ESR assure une excellente protection chimique des équipements et évite les rejets accidentels dans l'environnement à la suite d'un bris.

La production d'eau déminéralisée sert à combler les pertes du caloporteur secondaire.

2.4.6.2 Gestion de l'eau lourde

Le caloporteur primaire et le modérateur sont de l'eau lourde. Comme l'eau ordinaire ou légère, l'eau lourde est inodore, incolore et sans saveur. On la trouve dans la nature et on l'extrait de l'eau ordinaire par un procédé de séparation très coûteux.

Parce qu'elle renferme une infime quantité de tritium à l'état naturel, l'eau lourde est très faiblement radioactive, même avant son introduction dans le réacteur. Cependant, lorsque l'eau lourde séjourne dans le réacteur, elle absorbe parfois des neutrons issus de la fission nucléaire, ce qui entraîne une augmentation des concentrations de tritium. Les centrales nucléaires comme celle de Gentilly-2 sont conçues pour réduire au minimum le risque associé au tritium, et la présence de tritium y est constamment surveillée.

Comme l'eau lourde coûte cher à produire et que sa présence dans le réacteur augmente sa concentration de tritium, toute fuite est récupérée, filtrée mécaniquement, purifiée chimiquement et reconcentrée. La filtration enlève les particules en suspension, tandis que la purification chimique supprime les contaminants en solution. La purification chimique est assurée par des colonnes échangeuses d'ions qui contiennent des résines capables d'adsorber les impuretés contenues dans l'eau lourde (voir la figure 2-11). Par la suite, la pureté de l'eau lourde est augmentée dans une tour de reconcentration qui permet de séparer l'eau légère de l'eau lourde.

Ces trois procédés de traitement de l'eau lourde produisent des résidus radioactifs qui doivent être entreposés et traités convenablement. Ces résidus sont les filtres usagés, les résines usées des colonnes échangeuses d'ions, les cartouches des colonnes et l'eau tritiée en tête de la tour de reconcentration.

Il faut noter que ces procédés sont doubles puisque le modérateur et le caloporteur primaire sont traités séparément en raison des différences de pureté nécessaires à l'exploitation du réacteur.

2.4.6.3 Gestion des effluents liquides

Les effluents liquides de la centrale proviennent de différentes sources, notamment des rejets issus des drains de plancher. Ces effluents sont recueillis dans deux réservoirs, soit le réservoir pour les eaux faiblement radioactives et le réservoir pour les eaux d'activité moyenne.

On effectue des mesures chimiques et radiologiques avant tout rejet afin de s'assurer que les normes sont respectées. De plus, une mesure radiologique en continu est effectuée par le moniteur d'effluents liquides (MEL) durant le rejet. Une fois ces vérifications faites, les effluents sont évacués par le canal de rejet avec les eaux provenant du condenseur et des échangeurs de chaleur.

Les eaux usées sanitaires produites à la centrale sont collectées par un réseau d'égout et dirigées vers deux étangs aérés et un bassin de décantation, avant d'être évacuées par une conduite vers le canal de rejet.

2.4.6.4 Système de ventilation

La ventilation de la centrale permet d'assurer la qualité de l'air pour les travailleurs et de diminuer la charge de radionucléides rejetés à l'extérieur par la cheminée.

La ventilation du bâtiment administratif est typique de tout immeuble public. Le bâtiment des services compte des salles dotées de systèmes de filtration et d'évacuation qui sont plus élaborés en raison des risques de contamination radioactive associés aux activités visées. C'est notamment le cas des salles du système de récupération de l'eau lourde, de la piscine de stockage du combustible irradié et du laboratoire de chimie.

Le système de ventilation du bâtiment du réacteur possède deux caractéristiques importantes : l'enceinte est étanche et sous pression négative, et il y a présence de vapeur d'eau tritiée. Cette vapeur est captée par des sécheurs d'air. Ces derniers sont constitués de gels de silice qui, par adsorption, retiennent l'eau contenue dans l'air. Après désorption, l'eau est acheminée vers le système de reconcentration de l'eau lourde. Par ailleurs, l'air du bâtiment du réacteur est purifié par un système de filtration installé à l'entrée et à la sortie. La pression négative est assurée par des ventilateurs aspirant l'air à la sortie et par l'étanchéité du bâtiment. Les filtres de sortie constituent donc des déchets pouvant présenter un niveau variable de radioactivité et doivent être entreposés convenablement. De plus, après un certain temps d'opération, les tamis moléculaires du système de sécheurs d'air doivent être remplacés et stockés de façon appropriée.

2.4.6.5 Effluents gazeux

Les effluents gazeux circulent à l'intérieur de la centrale dans le circuit de la ventilation active. Le rejet s'effectue, après traitement, par l'intermédiaire de la cheminée. Le moniteur d'effluents gazeux (MEG) effectue des mesures radiologiques en continu des émissions. Les bâtiments des services et du réacteur possèdent des systèmes de filtration particuliers, selon les risques de contamination radioactive.

2.5 Radioprotection, sûreté et sécurité des installations

La radioprotection est la discipline scientifique qui étudie les dangers des rayonnements ionisants et les moyens de les atténuer. Par extension, elle couvre l'ensemble des mesures visant à étudier l'effet des rayonnements ionisants sur l'organisme humain et sur les biotes ainsi qu'à assurer la protection du personnel, de la population et de l'environnement par le respect des normes prescrites en la matière.

La sûreté nucléaire regroupe l'ensemble des techniques utilisées pour évaluer les risques inhérents aux installations nucléaires et pour les supprimer ou, à défaut, réduire leur probabilité d'occurrence et l'importance de leurs conséquences.

Enfin, la sécurité matérielle renvoie à l'ensemble des moyens destinés à protéger les installations et les matières nucléaires contre les dangers tels que le sabotage, le terrorisme et le vol.

2.5.1 Réglementation et contrôle

La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), l'organisme fédéral qui administre la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) entrée en vigueur le 31 mai 2000, a pour mission de veiller à ce que l'utilisation de l'énergie nucléaire au Canada ne pose pas de risque indu pour la santé, la sécurité, la sûreté et l'environnement.

La réglementation canadienne en la matière s'inspire des recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Cet organisme autonome, composé de spécialistes des secteurs médical et scientifique, est financé notamment par l'Organisation mondiale de la santé (OMS), l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et l'Organisation internationale du travail (OIT).

Au Canada, les normes et les méthodes de protection contre les rayonnements sont aussi élaborées par le Comité fédéral-provincial-territorial de radioprotection. Ce comité, coprésidé par la CCSN, fournit une tribune nationale pour débattre des questions de radioprotection.

La CCSN établit les exigences générales qui s'appliquent à la conception de tout système touchant notamment la sûreté d'un établissement nucléaire, les limites de

dose pour le personnel et la population ainsi que les limites des rejets radioactifs. Elle délivre également les permis nécessaires pour construire, exploiter, déclasser ou démanteler des installations nucléaires.

Afin d'obtenir un permis de la CCSN, le requérant doit démontrer, documents détaillés à l'appui, que l'exploitation ne comportera pas de risques injustifiés pour la santé et la sécurité du personnel et de la population ni pour l'environnement. Les titulaires d'un permis doivent tenir des registres détaillés de leurs activités, faisant notamment état du niveau d'exposition de leurs employés aux rayonnements ionisants et de la concentration de radio-isotopes dans leurs rejets radioactifs ; ils doivent aussi faire rapport régulièrement à la CCSN à cet égard. De plus, les données relatives aux expositions auxquelles sont soumis les travailleurs doivent être transmises au Bureau de la radioprotection de Santé Canada, qui les consigne dans le Fichier dosimétrique national (FDN).

La CCSN veille à l'application intégrale des clauses des permis délivrés. Elle inspecte et contrôle toutes les installations ayant fait l'objet d'un permis tant que ces dernières demeurent en exploitation. À cette fin, des inspecteurs de cet organisme effectuent des vérifications sur les lieux et étudient les documents internes ainsi que les rapports d'exploitation pour s'assurer que les installations nucléaires sont conformes aux règlements et aux conditions stipulées dans les permis d'exploitation. En outre, ils vérifient le niveau des rejets radioactifs dans l'environnement.

Enfin, la CCSN applique la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE) et, avant de délivrer un permis, elle s'assure que l'exploitant respecte les lois et les règlements provinciaux.

La construction et l'exploitation d'installations de stockage de combustible irradié et de déchets radioactifs solides, qui constituent, au sens de la LSRN, un établissement nucléaire, doivent faire l'objet de permis de la CCSN. Les données relatives à la conception et à la construction des installations proprement dites, à l'analyse des risques, aux rejets radioactifs éventuels et à la manutention sont consignées dans un rapport de sûreté (Hydro-Québec, mai 2001), qui doit être soumis à la CCSN.

La CCSN peut suspendre immédiatement le permis d'exploitation si elle considère qu'un exploitant ne respecte pas les conditions s'y rattachant.

2.5.2 Normes canadiennes

2.5.2.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

Les travaux d'ingénierie associés à l'ASSCI sont soumis au programme d'assurance de la qualité d'EACL. Ce programme satisfait également aux exigences de la norme N286.2-00 (CSA, 2000a).

Les activités associées à la fabrication des équipements, des systèmes ou des pièces fabriquées qui ont été incorporés aux modules CANSTOR respectent la série de normes ACNOR Z299 (CSA, 1997) et les exigences des autres programmes d'assurance de la qualité applicables.

EACL est responsable de la détermination de la catégorie d'assurance de la qualité devant être appliquée à la fabrication de chaque système, composant ou structure. Le choix de la catégorie d'assurance de la qualité est lié à l'importance relative en ce qui a trait à la sûreté. Ces catégories sont sujettes à l'approbation de la CCSN.

Les activités se déroulant à partir de la livraison des composants, des équipements et des matériaux sur le site jusqu'à leur intégration aux systèmes ou structures des installations respectent les exigences pertinentes de la norme N286.3-99 (CSA, 1999).

La mise en service des systèmes et des composants des modules CANSTOR 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). De plus, l'exploitation des installations est effectuée selon les exigences du manuel d'assurance de la qualité de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2 (Hydro-Québec, février 2001).

2.5.2.2 Aire de stockage des déchets radioactifs

Hydro-Québec a conçu les installations de la phase 2 de l'ASDR en s'inspirant des principes et des normes de la CCSN, des recommandations de la CIPR. Ces installations sont conformes aux normes applicables de l'ACNOR et à celles du Code national du bâtiment du Canada, ainsi qu'aux prescriptions d'EACL relatives aux secousses sismiques associées à un « séisme maximal historique » (SMH) vraisemblable au site de Gentilly et à un « séisme majoré de sûreté » (SMS).

2.5.3 Programme d'assurance de la qualité du complexe nucléaire de Gentilly

Hydro-Québec Production reconnaît que la responsabilité d'assurer la sûreté des installations incombe à sa direction – Production thermique et nucléaire. Elle s'engage à exploiter les installations nucléaires de Gentilly-2 conformément aux permis d'exploitation, à la « Ligne de conduite pour l'exploitation », au programme de radioprotection ainsi qu'aux codes et aux normes en vigueur dans l'industrie nucléaire.

À cette fin, le directeur – Production thermique et nucléaire élabore et met en place un programme d'assurance de la qualité de l'exploitation (Hydro-Québec, février 2001) qui est intégré à la gestion courante et qui engage toutes les unités administratives liées à l'exploitation des installations. Ce programme stipule que les

activités d'exploitation sont exécutées par du personnel qualifié selon des méthodes et des procédures approuvées. Ces activités sont vérifiées par le supérieur hiérarchique de ceux ou celles qui doivent les exécuter ou par toute autre autorité dûment mandatée. Le programme exige aussi que des mesures correctives documentées soient apportées à tous les problèmes soulevés durant l'exploitation des installations nucléaires.

De plus, un programme de surveillance et d'audit vérifie la mise en application du programme d'assurance de la qualité de l'exploitation dans toutes les unités administratives du complexe nucléaire. Ces mesures, bien qu'essentielles au maintien du programme, ne peuvent en aucun temps remplacer l'exécution correcte des tâches, dont la responsabilité incombe directement au personnel d'exploitation des installations nucléaires.

2.5.4 Programme de radioprotection du complexe nucléaire de Gentilly

Pour assurer la protection de la population environnante et du personnel d'exploitation, Hydro-Québec Production surveille étroitement toute fuite de produits radioactifs et tout rayonnement autour du complexe nucléaire de Gentilly. On veille également à ce que les limites imposées par la CCSN ne soient à aucun moment dépassées.

2.5.4.1 Normes de radioprotection

En se fondant sur les résultats de diverses études, la CIPR (1991) a établi des limites d'exposition aux rayonnements ionisants pour l'humain. Ces limites sont révisées au besoin, à la lumière des nouvelles connaissances en la matière

En vertu de la LSRN, c'est la CCSN qui veille à l'élaboration et à l'application des normes de radioprotection canadiennes. Les limites de dose (voir le tableau 2-2), qui s'inspirent des recommandations de la CIPR, visent à empêcher l'apparition d'effets biologiques chez les personnes exposées pendant une période donnée.

Les limites d'exposition pour les travailleurs soumis à des rayonnements, comme le personnel de la centrale de Gentilly-2, ne sont pas les mêmes que pour l'ensemble de la population. Les limites d'exposition annuelle de l'organisme entier (dose efficace) pour les travailleurs du secteur nucléaire (TSN) et la population se chiffrent respectivement à 0,05 Sv et à 0,001 Sv en situation normale.

Hydro-Québec Production applique à la centrale de Gentilly-2 une limite d'exposition administrative annuelle plus restrictive que la limite réglementaire, soit une dose efficace de 0,02 Sv pour les travailleurs.

Certains organes humains sont plus sensibles que d'autres aux rayonnements. On en tient compte au moment de déterminer les limites relatives aux doses de rayonnement

auxquelles peuvent être exposés les travailleurs et le public. On parle alors de limite de dose équivalente annuelle.

2.5.4.2 Procédures de radioprotection

Procédures générales

Les installations du complexe nucléaire de Gentilly sont réparties en trois zones de radioprotection, soit les zones 1, 2 et 3 (voir la figure 2-1).

Le bâtiment administratif est situé dans la zone 1. Du point de vue de la radioprotection, cette zone comporte un risque radiologique négligeable.

Les bâtiments liés à la production sont situés en zone dite contrôlée, où il y a un risque d'exposition à la radioactivité. Cet espace se subdivise en deux zones de radioprotection : les zones 2 et 3. Essentiellement, la zone 2 est constituée par les bâtiments de la turbine et des services. Ces bâtiments sont le lieu habituel des travailleurs.

La zone 3 correspond principalement au bâtiment du réacteur et à certaines parties du bâtiment des services. On y accède seulement pour les travaux et des rondes d'inspection. Cette zone peut présenter, de façon normale, des risques radiologiques pour le personnel. Certaines précautions sont donc de mise, comme le port de vêtements protecteurs et la vérification radiologique à la sortie de la zone.

Le bâtiment du réacteur est composé de trois ouvrages principaux. Le premier est formé d'une enceinte étanche en béton de forme cylindrique. Le deuxième correspond à la structure interne qui délimite le bâtiment en zones accessibles et inaccessibles. Le troisième ouvrage est le caisson qui contient le réacteur. Le personnel peut entrer dans le bâtiment et en sortir en utilisant un sas.

Procédures spécifiques relatives aux aires de stockage

Les activités liées à l'exploitation des installations de stockage ont lieu de façon périodique et elles impliquent du travail en zone contrôlée. Les politiques de qualification radiologique du personnel, décrites dans le programme de radioprotection (Hydro-Québec Production, mars 2003a), s'appliquent intégralement.

Toute la superficie de l'ASSCI fait partie de la zone 2. Les opérations de manutention et de transfert du combustible irradié sont sous la responsabilité du chef de quart et elles sont faites en conformité avec les procédures M/C 35370-1 à M/C 35370-17 (Hydro-Québec, octobre 2000).

L'ASDR est également en zone 2, selon la définition donnée dans le programme de radioprotection. Toutefois, l'intérieur des fosses de l'ASDR fait partie de la zone 3.

Les employés affectés aux installations de stockage doivent effectuer leurs travaux conformément aux procédures de radioprotection en vigueur à la centrale nucléaire de Gentilly-2 (Hydro-Québec, octobre 1997). Ils doivent particulièrement se conformer aux procédures touchant le compactage, le transport et la manipulation des déchets radioactifs solides.

Le personnel doit porter des dosimètres thermoluminescents (DTL) et des dosimètres à lecture directe (DLD) pour évaluer les doses reçues. De plus, les travailleurs effectuant le chargement du combustible irradié doivent avoir des dosimètres à alarme qui les avertiront en cas d'augmentation inattendue du débit de dose. Le système de dosimétrie est le même que celui qui est utilisé en centrale. Des instruments de mesure portatifs sont disponibles en tout temps pour être utilisés au cours de la manutention ou à tout autre moment où ils pourraient s'avérer nécessaires.

De plus, Hydro-Québec Production souscrit au principe d'optimisation et fait en sorte de réduire les expositions des travailleurs.

L'activité gamma présente aux aires de stockage est mesurée à l'aide de DTL installés sur la clôture entourant les aires. À ces mesures s'ajoutent les relevés de contamination de surface des espaces utilisés durant les opérations de manutention.

Tout le personnel, l'équipement et les outils quittant les zones contrôlées sont vérifiés à un poste interzone. Les dossiers sont tenus à jour et conservés par l'unité Radioprotection dans le cadre du programme de radioprotection de la centrale nucléaire de Gentilly-2. Les données ainsi recueillies sont traitées et incluses dans le rapport trimestriel soumis à la CCSN.

2.5.4.3 Surveillance environnementale

Hydro-Québec a implanté dans la plupart de ses unités d'affaires, dont la centrale de Gentilly-2, un SGE conforme à la norme internationale ISO 14001 (1996) et aux encadrements de l'entreprise relatifs à l'environnement. Les tâches et les responsabilités découlant du SGE sont définies dans le document de référence DR-58 (Hydro-Québec, avril 2001a). Le SGE est soumis à des procédures de surveillance et d'audits.

Les objectifs environnementaux de 2002, établis dans le cadre du SGE et applicables au complexe nucléaire de Gentilly, touchaient les quatre aspects suivants :

- le pourcentage de non-conformités réglées dans les délais ;
- le phosphore total à l'effluent ;
- le bilan des huiles et des graisses ;
- la dose cumulative du groupe critique de la population.

Les résultats par rapport aux objectifs fixés ont été qualifiés de très satisfaisants puisque, pour trois d'entre eux, le niveau idéal a été atteint. Seul le résultat final de phosphore à l'effluent était légèrement au-dessus de la cible tout en respectant la norme provinciale.

Le programme de surveillance de l'environnement actuellement mis en œuvre par Hydro-Québec Production permet d'exercer une surveillance radiologique des différentes composantes abiotiques (air, eau et sol) de l'environnement du complexe nucléaire de Gentilly de même que de certains récepteurs écologiques entrant dans la chaîne alimentaire humaine (lait, légumes et poissons). Les cartes de l'annexe D présentent les stations de suivi radiologique des zones d'étude restreinte et élargie.

Le programme de surveillance a également pour objectif d'acquérir des données relatives au comportement des radionucléides dans l'environnement de Gentilly, notamment sur les aspects écologique, hydrologique, géochimique et météorologique. Ces informations facilitent la compréhension des interactions entre les différents médias environnementaux et les récepteurs écologiques, ce qui contribue à la réalisation d'évaluations de risques plus réalistes.

L'exposition de la population environnante est limitée par l'interdiction de construire une résidence à l'intérieur de la zone d'exclusion de Gentilly-2 (voir la figure 2-1), qui couvre un rayon d'un peu moins de 1 km autour du réacteur, ainsi que par le contrôle de l'accès aux installations nucléaires. La zone protégée et clôturée du complexe nucléaire est constamment surveillée par des caméras en circuit fermé reliées au poste de garde. La zone protégée fait également l'objet de patrouilles des agents de sécurité de la centrale.

On effectue aussi un suivi radiologique en vue d'évaluer l'exposition de la population environnante aux émissions atmosphériques et aux rejets liquides de radionucléides provenant des installations de la centrale de Gentilly-2 ainsi que d'assurer le respect des différentes normes. Le programme est basé sur l'analyse des voies de contamination de l'humain principalement empruntées par les radio-isotopes susceptibles d'être rejetés dans l'environnement. En se basant sur l'expérience acquise, les principales voies de contamination pouvant entraîner l'exposition du public sont les suivantes :

- exposition du corps entier en raison de la radioactivité présente dans les rejets gazeux ;
- exposition de la glande thyroïde à la suite de l'inhalation de radio-iodes présents dans les rejets gazeux ;
- exposition de la glande thyroïde à la suite de la consommation du lait ;
- exposition interne à la suite de la consommation de poissons porteurs de radioactivité.

Le programme de surveillance de l'environnement s'étend au-delà de la zone d'exclusion. Les postes d'échantillonnage établis à l'intérieur et à l'extérieur de cette zone sont classés en deux catégories. Les premiers sont établis à des endroits pouvant subir l'influence des émissions routinières de la centrale. Les autres, appelés stations de référence, sont considérés comme étant soustraits à l'influence de l'exploitation de la centrale. Les stations de référence sont réparties à l'intérieur de la zone d'étude élargie, la plupart étant toutefois concentrées dans la zone d'étude détaillée. Ce type de surveillance permet de comparer l'activité des agents prélevés tout en réduisant les problèmes d'interprétation découlant de changements sans lien avec l'exploitation des installations nucléaires.

Le programme de surveillance relatif au complexe nucléaire de Gentilly permet en outre de démontrer aux organismes de réglementation et à la population en général que les impacts environnementaux des installations nucléaires sont connus et demeurent en deçà des limites prévues. Avec son programme de surveillance, Hydro-Québec Production met en place les moyens nécessaires pour rapidement évaluer le risque pour la population au cas où se produirait un événement imprévisible ou un rejet accidentel de matières radioactives.

À la suite des travaux ayant mené à la création de la deuxième liste de substances d'intérêt prioritaire (LSIP2) (Environment Canada and Health Canada, 2001), en vertu de la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement* (LCPE), il paraît nécessaire d'évaluer plus précisément les risques associés aux rejets de radionucléides par les installations nucléaires quant aux organismes autres que l'être humain. Ainsi, avec l'entrée en vigueur de la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN), la CCSN veille à ce que les risques pour les organismes non humains (biotes), dans le cadre des activités réglementées, soient considérés au même titre que les risques pour la santé humaine. Les types de mesures qui retiennent le plus l'attention pour la protection des plantes et des animaux sont liés aux effets sur la reproduction (ex. : réduction du nombre de cellules reproductrices, mortalité au premier stade de vie et stérilité).

La CCSN exige aussi qu'Hydro-Québec Production considère toutes les sources de radionucléides ou de substances chimiques d'intérêt associées à l'exploitation d'installations nucléaires.

Au regard de ces nouvelles exigences, Hydro-Québec Production procédera à la révision de son programme de suivi radiologique et chimique afin d'assurer la protection de l'être humain et des récepteurs écologiques de même que la qualité de l'environnement. Le programme révisé tiendra compte des sources de rejet de radionucléides et de substances chimiques dans l'environnement associées à l'exploitation des installations nucléaires de Gentilly. Il sera éventuellement intégré au SGE d'Hydro-Québec, basé sur la norme ISO 14001.

2.5.5 Sûreté nucléaire

2.5.5.1 Complexe nucléaire

Hydro-Québec doit produire et maintenir à jour un rapport de sûreté concernant la centrale de Gentilly-2. Ce rapport comprend deux parties :

- La partie 1 décrit les divers systèmes de la centrale. Elle est révisée périodiquement pour refléter les modifications apportées aux installations.
- La partie 2 présente les résultats des analyses de comportement et de conséquences de défaillances hypothétiques. Basée sur des hypothèses conservatrices, ces analyses couvrent les accidents hypothétiques, tels que la défaillance grave de procédés qui forment l'enveloppe de dimensionnement de la centrale.

Le rapport de sûreté constitue un des principaux documents soumis à la CCSN pour le maintien et le renouvellement du permis d'exploitation de la centrale nucléaire de Gentilly-2 (Hydro-Québec Production, 2002b).

2.5.5.2 Aires de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié

Hydro-Québec Production doit produire un second rapport de sûreté portant plus particulièrement sur la gestion des déchets radioactifs solides et de ses installations de stockage. Ce rapport, révisé périodiquement, est soumis à la CCSN aux fins du maintien et du renouvellement d'un permis distinct d'exploitation relatif aux installations de stockage. Il regroupe les mesures de sûreté considérées dans la conception des installations et des équipements en ce qui concerne l'intégrité structurelle, les considérations sismiques, l'analyse de blindage, la dissipation thermique et le confinement des produits radioactifs (Hydro-Québec, mai 2001).

2.5.6 Sécurité matérielle

2.5.6.1 Complexe nucléaire

Les objectifs du programme de sécurité applicable à l'ensemble du complexe nucléaire de Gentilly sont les suivants :

- s'assurer que personne ne demeure indûment à l'intérieur de la zone d'exclusion ;
- détecter rapidement les cas d'incidents ou de situations d'urgence, tels que les intrusions, les perturbations d'ordre civil et les accidents, et agir rapidement dans ces cas ;
- interdire l'accès des lieux aux personnes non autorisées ;
- empêcher le retrait non autorisé de substances nucléaires hors du site.

Le complexe nucléaire de Gentilly fait l'objet de nombreuses mesures de sécurité qui visent à protéger le personnel de la centrale, la population et les installations elles-

mêmes. Par exemple, plusieurs mesures sont prévues contre les actes de sabotage et le vol de matières nucléaires ou d'informations protégées, conformément à la LSRN. Des plans d'intervention sont en place et des gardiens de sécurité sont présents de façon permanente. De plus, le site est pourvu de clôtures et barrières de même que de systèmes de détection d'intrusion, et on vérifie systématiquement l'identité des visiteurs.

Depuis juin 2001, les visiteurs d'affaires se prêtent à la fouille de leurs bagages et au détecteur de métal. Ces mêmes mesures ont progressivement été mises en place pour les employés à partir de l'automne de 2001. De plus, depuis les événements terroristes du 11 septembre 2001, la CCSN a exigé le renforcement des mesures de sécurité : patrouilles de sécurité plus fréquentes, accès resserré aux installations, vérifications plus étroites des biens, des véhicules et des personnes. Le poste de garde a été agrandi^[a] et réaménagé en 2002 en raison du nombre de gardiens supplémentaires à la centrale et des mesures de sécurité plus restrictives. Les changements incluent notamment l'aménagement de salles de réunion dans le poste de garde afin de limiter les entrées sur le terrain de la centrale.

Les visites touristiques de la centrale de Gentilly-2 sont par ailleurs suspendues depuis septembre 2001. La réception des colis et du courrier, qui se faisait au magasin situé à l'intérieur du périmètre clôturé, a maintenant lieu à l'extérieur de ce périmètre, dans l'entrepôt situé au nord de la centrale de Bécancour. Tout y est inspecté et passé aux rayons X. Tout ce qui entre sur le terrain de la centrale est contrôlé minutieusement à un magasin transitoire construit près de l'entrepôt (voir la figure 2-1). Un détecteur d'explosifs y est installé.

Également, depuis juin 2002, chaque employé occasionnel, temporaire ou permanent doit obtenir une cote de sécurité, sans quoi il ne peut circuler sur le site sans être accompagné d'une personne autorisée. Cette cote de sécurité est attribuée par le Service canadien du renseignement de sécurité et vérifiée par la Sûreté du Québec.

2.5.6.2 Aires de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié

Les installations de stockage, soit l'ASSCI et l'ASDR, ont été placées à l'intérieur de la zone d'exclusion :

- pour faciliter le transfert des déchets ;
- pour éviter l'utilisation des voies de transport publiques ;
- afin de confier la gestion et la manutention des déchets radioactifs et du combustible irradié au personnel de la centrale et d'utiliser l'équipement en place ;
- pour les isoler des centres de population ;
- pour réduire l'impact radiologique sur la population à un niveau aussi bas qu'il est raisonnable d'atteindre, si jamais des fuites se produisaient.

[a] La superficie d'environ 450 m² du poste de garde a été portée à environ 1 200 m², soit une augmentation de 750 m².

De plus, les aires de stockage sont munies d'un système d'éclairage et sont entourées de clôtures surmontées de trois fils barbelés tournés vers l'extérieur. Les barrières sont cadenassées, leur accès est contrôlé et le service de protection d'Hydro-Québec effectue périodiquement une ronde. De plus, l'ASSCI bénéficie du système de contrôle du périmètre de la zone protégée de la centrale.

Au moment de choisir l'emplacement des aires de stockage, on a tenu compte du drainage et de la distance les séparant du Saint-Laurent. En 1998, une digue de protection contre les inondations a été aménagée autour des principales installations nucléaires (voir la figure 2-1).

**Tableau 2-1 : Volume annuel moyen de déchets radioactifs par catégorie (1983-2002)
et volume de stockage disponible en avril 2003**

Catégorie de déchets radioactifs	Estimation de la production annuelle (m ³ /a)	Mode de stockage	Volume de stockage disponible (m ³)
Résines	10	Réservoirs (bâtiment des services)	160
Éléments de filtres	2,5	Cylindres d'acier dans un massif de béton (fosse A-13, ASDR)	25
Déchets compactables	30	Fosses de béton (type B et C, ASDR)	225
Déchets non compactables	6		

Tableau 2-2 : Limites réglementaires de dose de rayonnement ionisant pour l'humain

Type de dose	Limite de dose ^a	
	Travailleur du secteur nucléaire (TSN)	Public
Dose efficace	0,05 Sv par an 0,1 Sv par 5 ans	0,001 Sv par an
	0,004 Sv pour les TSN enceintes ^b	
Dose équivalente annuelle :		
• Cristallin	0,15 Sv	0,015 Sv
• Peau ^c	0,5 Sv	0,05 Sv
• Mains et pieds	0,5 Sv	0,05 Sv

^a Les limites s'appliquent aux doses d'exposition externe durant la période spécifiée ainsi qu'aux doses engagées (50 ans pour les adultes et 70 ans pour les enfants), qui proviennent de l'incorporation de radionucléides durant la même période.

^b La limite de 0,004 Sv s'applique au reste de la grossesse, après la déclaration écrite de la part de la travailleuse du secteur nucléaire (TSN).

^c Moyenne sur une superficie de 1 cm² de la partie la plus exposée, à une profondeur nominale de 0,007 g/cm².

Source : Canada, mai 2000.