

8 Évaluation et gestion des risques radiologiques

Certaines expositions aux rayonnements ionisants ou rejets environnementaux peuvent survenir par suite de défaillances, d'accidents ou d'événements naturels. L'évaluation des risques radiologiques potentiels dans ces situations est préparée en conformité avec la méthode d'analyse des risques radiologiques (ISR, mai 2003). Les sources potentielles de risque radiologique sont ensuite examinées en fonction des critères de durée, de fréquence, d'intensité, d'étendue et de réversibilité.

On résume dans le présent chapitre les résultats de la démarche d'évaluation des risques radiologiques (ISR, en préparation), qui est détaillée dans une étude sectorielle.

8.1 Méthode d'évaluation

Les principaux éléments de la méthode d'évaluation sont résumés dans cette section, en particulier le concept de risque et les critères d'acceptabilité qui sont utilisés pour l'évaluation des risques radiologiques.

8.1.1 Définition du concept de risque radiologique

Le concept de risque est utile lorsqu'on doit évaluer les expositions occasionnelles telles que celles qui sont associées aux défaillances et accidents.

Afin de quantifier le risque associé aux expositions radiologiques, la Commission internationale de protection radiologique (CIPR, 1991) utilise la définition du risque suivante :

$$\text{Risque radiologique} = \text{conséquences de l'exposition} \\ \times \text{probabilité d'exposition} \quad [8.1]$$

Puisque la conséquence de l'exposition aux rayonnements ionisants est la manifestation d'effets stochastiques nuisibles pour la santé, le risque peut aussi s'écrire :

$$\text{Risque radiologique} = \text{probabilité d'effets stochastiques par unité de dose} \\ \times \text{dose selon le scénario d'exposition} \\ \times \text{probabilité d'exposition} \quad [8.2]$$

8.1.2 Critères d'acceptabilité du risque

Pour l'humain, le critère fondamental d'acceptabilité est une limite imposée au risque individuel. Il est toutefois permis de choisir des critères plus contraignants (correspondant à un risque moins élevé que la limite). Ainsi, la gestion des risques peut se faire en diminuant la probabilité ou les conséquences, ou les deux facteurs à la fois.

Dans le cas des biotes qui pourraient potentiellement être touchés par une exposition accidentelle, le critère retenu est la survie de la population.

Bien que la réglementation canadienne ne soit pas formulée directement en fonction d'un critère de risque unique, il est possible d'établir une équivalence entre les limites de dose pour les expositions de routine et le risque sur la santé des humains. Dans ce cas, les limites de dose contenues dans la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (Canada, 1997) peuvent être utilisées afin de préciser les critères d'acceptabilité du risque utilisés aux fins de la présente étude d'impact. La CIPR a déterminé que la probabilité d'effets stochastiques par unité de dose (facteur de risque) est de 8×10^{-2} effets sur la santé des humains par sievert (CIPR, 1991). En arrondissant ce facteur de risque à 1×10^{-1} effets/Sv, on obtient des critères de risque individuel équivalents qui correspondent aux limites de dose pour les humains (voir le tableau 8-1).

Le critère de risque pour le public ainsi obtenu est compatible avec le critère de risque acceptable utilisé dans le *Guide de référence* de l'ACEE (2003). En résumé, le critère proposé signifie que le risque causé par toutes les situations accidentelles ne doit pas dépasser le risque pour les expositions chroniques.

D'autres considérations permettent de simplifier l'analyse. Par exemple, certains événements qui conduisent à une exposition accidentelle peuvent entraîner un impact dont les conséquences ne dépassent pas les limites de dose pour les expositions en situation normale. Pour ces accidents, le critère d'acceptabilité du risque est donc satisfait peu importe la probabilité de l'événement accidentel.

D'autres événements sont associés à des défaillances aléatoires ou à des événements naturels pour lesquels il est possible d'estimer la probabilité. Les événements dont la probabilité est supérieure à 1×10^{-6} par an sont considérés comme crédibles et sont sujets au critère de risque. Ceux dont la probabilité est inférieure à 1×10^{-6} par an sont considérés comme non crédibles et ne sont pas analysés.

8.1.3 Approches

En résumé, l'une ou l'autre des approches suivantes sera utilisée pour l'analyse des risques radiologiques :

- S'il est possible de démontrer que les conséquences associées à un événement ne dépassent pas la limite légale de dose annuelle, le critère d'acceptabilité du risque est automatiquement satisfait.
- Pour les événements occasionnels dont la probabilité est supérieure à 1×10^{-6} par an, il faut s'assurer que le risque est inférieur à la limite de risque individuel.
- S'il est possible de démontrer que la probabilité d'un événement est inférieure à 1×10^{-6} par an, il ne sera pas sujet au critère de risque.

Les risques radiologiques liés au projet de modification des installations de stockage des déchets radioactifs et de réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2 sont évalués en fonction des critères présentés au tableau 8-2.

On note que, pour les humains, les critères de risque (doses et risques équivalents) sont strictement individuels. Pour les biotes, la limite de dose individuelle est utilisée pour les expositions de routine. Un critère collectif (la survie de la population locale) est utilisé pour les situations accidentelles.

8.2 Sources de risque

La matrice de détermination des risques radiologiques potentiels permet d'identifier les sources de risque en situation de défaillances, d'accidents et d'événements naturels. Cette grille, présentée à la figure 8-1, montre les interactions potentielles entre les sources de risque et les composantes du milieu.

La présente section couvre les risques d'accidents pendant la préparation du terrain et la construction des installations de stockage. Elle traite aussi des risques d'accidents liés à la manutention et au transfert des déchets et du combustible irradié du bâtiment des services de la centrale à l'ASDR, à l'ASSCI et à l'IGDRS. Enfin, on établit les risques crédibles associés aux catastrophes naturelles et aux activités humaines.

8.2.1 Construction des installations de stockage

Les risques radiologiques liés à la construction sont de deux natures :

- incidents ou accidents causés par les activités de construction qui peuvent avoir un impact sur l'exploitation normale de la centrale ou des installations de stockage existantes ;
- accidents causés par les activités de construction qui peuvent conduire à l'irradiation externe des travailleurs du chantier.

Pour la construction de nouvelles installations à l'ASSCI et à l'IGDRS, une clôture temporaire sera érigée de façon à séparer le chantier des installations existantes. Un chemin d'accès situé au sud des installations existantes permettra de préparer le terrain et de construire les nouvelles unités de stockage sans nuire à l'exploitation des installations existantes. Afin d'éviter le risque potentiel d'impact sur les activités d'exploitation, le même chemin d'accès sera emprunté par les véhicules et engins utilisés pour le remblayage et l'aménagement des lieux. L'excavation ne nécessitera pas de dynamitage. Il ne pourra y avoir de glissement de terrain ou d'affaissement des fondations existantes, car elles sont construites sur une base compactée.

Les travailleurs affectés aux travaux n'auront pas accès aux installations de stockage qui contiennent des déchets radioactifs parce qu'ils en seront séparés par une clôture de radioprotection. Ils ne pourront donc pas subir une exposition accidentelle. Même s'ils se trouvent à proximité des installations de stockage existantes, l'impact sur ces travailleurs est négligeable car le débit de dose au contact des structures de stockage ne dépasse pas $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h.

En conclusion, il ne peut pas se produire d'événements pendant les étapes de la construction qui pourraient perturber les installations de l'IGDRS, de l'ASSCI, de l'ASDR ou de la centrale de Gentilly-2 et ainsi engendrer un accident radiologique significatif.

8.2.2 Transfert des matières radioactives vers les aires de stockage

Certaines opérations doivent être effectuées à la centrale de Gentilly-2 en prévision du retubage du réacteur (voir le chapitre 3). C'est ainsi qu'il faudra drainer toute l'eau lourde du caloporteur primaire et du modérateur. Une autre source de risque est liée à l'ensemble des opérations de manutention et de transfert des déchets radioactifs solides et du combustible irradié (voir les figures 2-3, 3-4 et 3-33).

8.2.2.1 Eau lourde

La première étape de la réfection de la centrale consiste à retirer le combustible du cœur et à vider l'eau lourde contenue dans le circuit caloporteur et la cuve du réacteur (voir la section 3.2.2.1). Une partie de l'eau lourde doit être transférée dans des barils, car les réservoirs existants ne sont pas suffisants pour contenir tout l'inventaire d'eau lourde. Un déversement d'eau lourde peut survenir au cours du transfert en barils.

Les travailleurs de la centrale de Gentilly-2 ont l'expérience de ce genre de transfert, puisqu'il s'agit d'une manœuvre relativement fréquente. Si un événement survient dans un bâtiment de production, l'eau lourde est récupérée dans le système de recueil des liquides radioactifs. La fraction du déversement qui ne peut être récupérée se déverse dans les réservoirs de stockage des effluents liquides. Un contrôle de l'activité du contenu des réservoirs est effectué avant son rejet.

Les conséquences d'un déversement d'eau lourde sont examinées à la section 8.3.2.1.

8.2.2.2 Transfert des déchets radioactifs solides

Une des étapes importantes qui comporte des risques radiologiques est celle du transfert des déchets radioactifs provenant des bâtiments de production de la centrale vers les installations de stockage. Cette section énumère les divers événements qui pourraient survenir pendant ces opérations.

Déchets de retubage

Les déchets métalliques radioactifs résultant du déchetage des tubes de force et de cuve (voir les figures 3-5 et 3-6) sont placés dans un contenant qui est éventuellement fermé de façon mécanique. Les autres pièces résultant des opérations de retubage sont aussi placées dans des contenants.

Une fois rempli, le contenant est asséché puis placé dans un château de transfert et déplacé vers le bâtiment des services à l'aide de convoyeurs, de chariots motorisés et de ponts roulants. Le contenant placé dans son château de transfert sera ensuite chargé sur un tracteur semi-remorque et transféré à l'IGDRS. Le chargement des silos à déchets de retubage se fera à l'aide d'une grue-portique. Les défaillances possibles sont la chute du château de transfert avec son contenant de déchets de retubage et la chute du contenant hors du château de transfert.

Chute du château de transfert

Puisque les déchets de retubage sont des déchets métalliques secs, la chute du château de transfert ne pourra entraîner de rejets environnementaux. La pire conséquence sera l'endommagement du contenant ou la perte de blindage si le château de transfert est endommagé. Le château de transfert a pour fonction d'atténuer le rayonnement gamma provenant des déchets de retubage. Il ne permet pas de confiner les matières radioactives, cette fonction étant assurée par le contenant de déchets.

En cas de chute du château de transfert, le contenant sera retourné au bâtiment des services afin de vérifier s'il est intact. S'il est endommagé, le contenu sera transféré dans un autre contenant et transféré à nouveau à l'IGDRS. Cet événement n'aura pas de conséquences radiologiques.

Perte de blindage

La perte de blindage pourrait survenir si le château de transfert était endommagé. Le débit de dose à 1 m du contenant sera de l'ordre de 60 Sv/h. Les travailleurs seront avertis des faisceaux de rayonnements gamma par leurs dosimètres électroniques à alarme et leurs débitmètres gamma. Ils s'éloigneront alors du contenant afin de réduire le débit d'exposition externe. Un plan de travail sera établi de façon à

recupérer le contenant dans un autre château de transfert. Cet événement n'aura pas de conséquence pour le milieu physique, les biotes et le public, mais pourra exposer des travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly. Cet impact est analysé à la section 8.3.2.2.

Conclusion

Le seul risque radiologique associé à la manutention et au transfert des déchets de retubage est l'irradiation externe. Ce risque est très localisé puisque les rayonnements gamma s'atténuent rapidement avec la distance. L'impact d'une perte de blindage sur les travailleurs est examiné à la section 8.3.2.2.

Résines usées

Les résines usées d'exploitation sont stockées temporairement dans des réservoirs situés dans le bâtiment des services. Les résines seront asséchées par gravité et transférées dans des contenants d'acier inoxydable par une pompe. Le surplus d'eau sera ensuite siphonné. Les contenants de résines de décontamination du circuit caloporteur primaire seront remplis soit dans le bâtiment du réacteur, soit dans le bâtiment des services.

Le contenant de résines sera transféré vers l'IGDRS dans un château de transfert qui sera attaché sur une semi-remorque et transporté jusqu'à l'enceinte de stockage des résines usées (ESRU). Le contenant sera soulevé à une hauteur de 6,1 m et chargé dans l'ESRU à l'aide d'une grue.

S'il y a chute du château de transfert ou du contenant, les pires conséquences seront l'endommagement du contenant ou la perte de blindage.

Défaillance d'un contenant

La défaillance du contenant de résines peut entraîner un déversement des résines. Dans ce cas, une opération de récupération et de nettoyage sera entreprise. Les unités de stockage seront construites sur une base de béton et le pourtour sera pavé de sorte que la surface de l'IGDRS sera imperméable. Les eaux de lavage seront collectées et contrôlées avant d'être rejetées. L'impact de cet événement est examiné à la section 8.3.2.2.

Perte de blindage

Des dommages causés au château de transfert peuvent entraîner une perte de blindage. Les travailleurs seront avertis des faisceaux de rayonnements gamma par leurs dosimètres électroniques à alarme et par les débitmètres gamma. Ils s'éloigneront alors du contenant afin de réduire leur exposition.

Un plan de travail pour la récupération du contenant sera rédigé et approuvé par le chef de quart. Le contenant sera placé dans un autre château de transfert blindé et ramené au bâtiment des services. Cet événement peut avoir un impact sur les travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly et est examiné à la section 8.3.2.2.

Conclusion

La chute du château de transfert pourra entraîner un déversement ou une perte du blindage autour du contenant. La défaillance du contenant de résines pourra entraîner des rejets liquides. La perte de blindage aura des conséquences très localisées. L'impact d'un déversement et d'une perte de blindage est examiné à la section 8.3.2.2.

Filtres usagés

Les filtres usagés sont placés dans un château de transfert pour leur transfert à l'ASDR. Le château est ensuite positionné au-dessus des fosses A-13 et le filtre y est descendu. Il existe deux types de défaillance possible, soit la perte de blindage et la chute d'un filtre. Puisque le transfert vers l'IGDRS s'effectuera dans les mêmes conditions que le transfert à l'ASDR, les impacts sont les mêmes.

Chute d'un filtre

La chute d'un filtre est déjà survenue à l'ASDR. Cet événement a eu des conséquences très localisées et de courte durée pour le milieu physique. Il n'y a pas eu de conséquences pour le milieu biologique. Quelques travailleurs de la centrale ont été exposés, mais il n'y a pas eu dépassement de la limite de dose. Les impacts de la chute d'un filtre sont examinés à la section 8.3.2.2.

Perte de blindage

Tous les travailleurs présents pendant le transfert des filtres à l'IGDRS porteront des dosimètres électroniques. Ils seront immédiatement avertis en cas de perte de blindage et s'éloigneront du filtre. Les filtres sont des déchets de faible ou de moyenne activité, de sorte que le débit de dose maximal à 1 m d'un filtre est de 0,2 Sv/h et s'atténue rapidement avec la distance.

La surexposition d'un travailleur est improbable parce qu'il faudrait qu'il demeure à moins de 1 m du filtre pendant quinze minutes. Le débit de dose ne sera pas détectable au-delà de la zone protégée. La perte de blindage n'aura donc aucun impact sur le milieu physique, sur les biotes et sur le public.

Déchets de faible et de moyenne activité

On transfère actuellement à l'ASDR des ballots, des barils et des déchets non compactables de dimensions variables. Les ballots de déchets compactables sont préparés dans une salle dédiée à cette fin. Ils sont transférés à l'ASDR par camion et placés dans les fosses.

Il existe quatre types de déchets qui aboutiront dans les enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) de l'IGDRS :

- boîtes d'acier de 1,24 m³ contenant des déchets de retubage ;
- ballots de déchets compactables ;
- barils de déchets non compactables ;
- déchets non compactables de grandes dimensions.

Ces déchets ne seront pas transférés dans un château de transfert. Le seul événement imprévu associé à la manutention est une chute.

Chute d'un ballot de déchet compactable

Les ballots de déchets compactables seront soulevés à l'aide d'élingues attachées à un bras de levage. En cas de bris des élingues, la hauteur maximale de la chute à l'ASDR est de 2 m, lorsque le ballot est au-dessus de la fosse. Au cours des transferts à l'IGDRS, la hauteur maximale sera de 5 m. Les ballots sont robustes et ne peuvent se briser s'ils tombent de cette hauteur. Cet événement n'aura aucun impact sur les milieux physique, biologique ou humain.

Chute d'une boîte d'acier de 1,24 m³

Les déchets non compactables de retubage sont placés dans des boîtes métalliques de 1,24 m³ dans le bâtiment du réacteur. Les boîtes sont fermées mécaniquement et un joint de néoprène en assure l'étanchéité. En cas de chute, le contenant peut être endommagé, mais le contenu peut facilement être récupéré puisque les déchets qui y sont placés sont des pièces métalliques sèches. Cet événement n'aura aucune conséquence radiologique significative.

Chute d'un baril de déchets non compactables

Les barils de déchets non compactables contiennent des pièces métalliques, du charbon activé et d'autres déchets solides. Les barils sont fermés à l'aide d'un couvercle afin de protéger le contenu des intempéries. La chute d'un baril peut endommager celui-ci et causer un déversement du contenu. Le contenu sera récupéré puisqu'il s'agit de déchets solides et secs. Cet événement n'aura aucune conséquence radiologique significative.

Chute de déchets non compactables de grandes dimensions

Les déchets non compactables de grandes dimensions sont des pièces métalliques, de bois ou autres qui sont enveloppées de membranes de polyéthylène pour le transfert. En cas de chute, les pièces seront récupérées et cet événement n'aura aucune conséquence radiologique significative.

Conclusion

La chute de contenants de déchets de faible et de moyenne activité n'aura pas de conséquence radiologique significative.

8.2.2.3 Combustible irradié

Les opérations de manutention et de transfert du combustible irradié de la piscine de stockage aux installations de stockage de l'ASSCI comportent certains risques qui sont essentiellement de nature radiologique.

Chute d'un plateau de grappes dans la piscine de stockage

Le plateau utilisé pour le stockage du combustible irradié dans la piscine supporte 24 grappes. Afin de transférer les grappes, un plateau est placé sur la table basculante située à côté de la table tournante au fond de la piscine (voir la figure 2-2). Chaque rangée de grappes de combustible du plateau est basculée vers la position verticale avant d'être chargée une à une dans le panier.

En cas de chute du plateau, celui-ci tombera d'une hauteur ne dépassant pas 3,40 m au-dessus du fond de la piscine. Il s'agit de la hauteur de levage des plateaux. L'expérience a démontré qu'en cas de chute d'un plateau certains crayons se détachent des grappes mais que la gaine demeure intacte.

En cas de défaillance de la gaine, seul l'inventaire libre de krypton-85 sera libéré. Les impacts de cet événement sont examinés à la section 8.3.2.3.

Chute d'une grappe dans la piscine de stockage

Une des premières étapes de la manutention du combustible dans la piscine de stockage consiste à basculer une rangée de grappes de combustible du plateau vers la position verticale et à ensuite manipuler les grappes une à une, pour les déposer dans un panier (voir la figure 2-2). Les paniers remplis de combustible irradié sont soit déposés au fond de la piscine pour un stockage temporaire ou dirigés immédiatement vers le poste de travail blindé.

Les outils utilisés pour manipuler les grappes et le panier ne permettent pas de les soulever à une hauteur dépassant 3,40 m au-dessus du fond de la piscine ou 0,7 m au-dessus de la table de travail.

À la fin du troisième trimestre de 2003, 51 000 grappes ont été transférées de la piscine vers l'ASSCI. La chute d'une grappe constitue toutefois un événement sans conséquence puisqu'il est arrivé que des grappes soient échappées lors des manipulations dans la piscine. Bien que quelques crayons se soient parfois détachés sous l'impact, la gaine des crayons est demeurée intacte.

Chute d'un panier

Les paniers contiennent 60 grappes de combustible irradié (voir la figure 3-28). Une fois soudé, le panier est étanche et constitue une barrière de confinement supplémentaire pour les matières radioactives contenues dans le combustible irradié.

En supposant que la chute d'un panier entraînerait une fuite à travers le panier et endommagerait la gaine de toutes les grappes, l'inventaire libre de tritium et de krypton-85 peut être libéré. Les autres radio-isotopes demeureront confinés à l'intérieur des grappes. S'il s'agit d'une défaillance dans la piscine, seul le krypton-85 s'échappera, les autres radio-isotopes seront captés par l'eau.

L'impact de la défaillance d'un panier et de la gaine des 60 grappes qu'il contient est examiné à la section 8.3.2.3.

Chute d'un château de transfert

Le château de transfert sert exclusivement à protéger les travailleurs contre l'irradiation externe pendant les activités de transfert. En cas de chute, le château de transfert serait retourné à la salle d'expédition, d'où le panier pourrait être transféré à la piscine de stockage et les grappes retirées pour inspection. S'il y a perte de blindage du château de transfert à la suite d'une chute, la pire conséquence est de laisser le panier à l'air libre, sans blindage. Le débit de dose calculé à 1 m d'un panier nu contenant du combustible irradié ayant refroidi durant six ans dans la piscine est de 2,5 Sv/h.

Les travailleurs ont les équipements et la formation nécessaires pour réagir à une telle situation. Ils s'éloigneront rapidement du panier afin de diminuer la dose due à l'irradiation externe. Cet événement ne constitue donc pas un risque pour la population environnante. Un plan de travail, incluant une évaluation de la dose que pourraient recevoir les travailleurs, sera préparé et approuvé par le chef de quart. Le panier sera ensuite récupéré et placé dans un autre château de transfert.

En résumé, une défaillance du château de transfert à la suite d'une chute ne peut avoir de conséquence pour le milieu physique, les biotes et le public. L'impact sur les travailleurs est examiné à la section 8.3.2.3.

8.2.3 Exploitation des aires de stockage

Dans cette section, on décrit les sources d'impact liées aux activités d'exploitation des deux aires de stockage du complexe nucléaire de Gentilly, soit l'ASDR et l'ASSCI, ainsi que de l'IGDRS proposée dans le présent projet.

8.2.3.1 ASDR

Il n'y a pas d'autres risques crédibles que ceux qui découlent des activités de manutention et de transfert des déchets et qui sont discutés à la section 8.2.2.

8.2.3.2 ASSCI

Les installations qui contiennent des déchets de haute activité sont scellées et ne devraient normalement pas fuir. Un des événements potentiels est la défaillance des structures scellées pouvant entraîner des rejets accidentels de radionucléides pendant le stockage.

La fuite d'une grappe de combustible n'aura aucune conséquence en exploitation normale. Pour que la fuite ait un impact, il faut qu'il y ait une brèche dans le panier soudé et une fuite du cylindre scellé dans lequel sont placés les paniers. Ce genre de fuite sera normalement détecté au cours de la vérification des cylindres, qui consiste à échantillonner l'air de la cavité du cylindre. Si la fuite n'est pas détectée par la dernière vérification et si le cylindre étanche se met à fuir, la radioactivité pourra se disperser dans l'air et être entraînée par les eaux de pluie. Les contrôles de la radioactivité dans l'environnement permettront de détecter une telle fuite.

Les conséquences de cet événement potentiel sont examinées à la section 8.3.3.2.

8.2.3.3 IGDRS

La présente section couvre les situations où les barrières de confinement incorporées à la conception des installations de l'IGDRS ne rempliront pas leur fonction. On y discute également de la possibilité que le système de captation des eaux de pluie ne remplisse pas son objectif de conception.

Fuite de la cavité d'une enceinte de stockage des filtres usagés (type A)

Les cylindres des enceintes de stockage des filtres usagés (type A) seront fermés par un bouchon. L'étanchéité de l'assemblage sera assurée par un élastomère. Les cylindres émettront donc peu de substances radioactives.

En cas de fuite, les filtres pourraient émettre du tritium et du carbone-14 par processus d'évaporation-diffusion. Les conséquences de ces émissions atmosphériques sont examinées à la section 8.3.3.1.

Fuite d'un cylindre de stockage des résines usées

Les contenants de résines contiennent une valve de surpression qui permet aux gaz non condensables produits par la radiolyse de s'échapper. Le relâchement périodique de ces gaz dans l'espace libre du cylindre de stockage entraînera des rejets. Au cours des vérifications périodiques d'étanchéité des barrières, les produits volatils seront relâchés. Les impacts de ces rejets sont décrits à la section 7.5.2.

Selon la conception, les cylindres seront scellés de façon à éviter l'évaporation-diffusion du tritium et du carbone-14 contenus dans les résines (voir la figure 3-22). En cas de fuite des cylindres, ces radionucléides se retrouveront dans l'environnement sous forme d'émissions atmosphériques fugitives. Les conséquences de cet événement sont examinées à la section 8.3.3.1.

Fuite d'un cylindre de stockage des déchets de retubage de haute activité

Les déchets de retubage sont des pièces métalliques qui ne contiennent pas de substances volatiles. Les contenants seront placés dans les cylindres des silos, qui seront scellés par un couvercle soudé.

Le seul événement potentiel est une fuite dans un cylindre de stockage qui ne serait pas détectée par les vérifications de routine. Malgré la chaleur dégagée par les déchets, une infiltration d'eau pourrait causer la corrosion des déchets et la radioactivité présente dans les contenants pourrait se disperser dans l'air et dans l'eau. Les eaux d'écoulement de la surface de l'IGDRS seront collectées par des puisards reliés à la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales, où il est possible d'intervenir (voir les sections 3.6.3.2 et 7.5.1). Une augmentation de la radioactivité sera détectée et entraînera des mesures correctrices avant que ne soient atteints les seuils d'intervention. Les conséquences potentielles de cet événement sont examinées à la section 8.3.3.1.

Défectuosité du système de drainage

Si une des unités de stockage fuit, il est possible que les eaux de pluie recueillies par le système de drainage soient contaminées. Selon la conception de l'IGDRS, cette eau contaminée sera acheminée par des conduites souterraines vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales.

En cas de défautuosité du système de drainage, les eaux contaminées pourraient s'infiltrer dans le sol. Cet événement est improbable puisqu'il faut la défaillance simultanée d'une unité scellée de stockage et du système de drainage. Les impacts de

cette défaillance sont assimilés à ceux d'une fuite dans les eaux souterraines sous l'IGDRS et sont discutés à la section 7.3.2.3.

8.2.4 Catastrophes naturelles et changement climatique

Certaines catastrophes naturelles peuvent constituer des sources d'impact potentiel sur les installations de stockage. De plus, des conditions météorologiques extrêmes ou un changement climatique pendant la durée de réalisation du projet peuvent avoir des effets sur les installations de stockage. Une évaluation des risques associés à ces événements est présentée dans cette section.

8.2.4.1 Inondation

Les mesures effectuées à Trois-Rivières entre 1912 et 1990 montrent que le plus faible niveau moyen du Saint-Laurent (2,19 m) a été enregistré en 1935 et le plus haut (7,48 m) en 1976. Ce niveau, mesuré à Trois-Rivières, correspond à Gentilly à la cote de 6,79 m au-dessus du niveau de la mer. Les niveaux mesurés à Gentilly de 1973 à 1982 se situent entre 1,50 m et 6,79 m (Serdula, 1992). Des mesures plus récentes, prises au site du complexe nucléaire de Gentilly entre 1996 et 2002, varient de 2,07 m à 6,29 m (Loiselle, 2003).

Le niveau de l'IGDRS sera le même que celui de l'ASSCI, soit 7,90 m au-dessus de la mer. Il correspondra au niveau atteint par le fleuve selon une récurrence de 10 000 ans avec un effet de vague de 20 cm (voir le tableau 6-5).

En 1997, une digue ceinturant la centrale de Gentilly-2 a été construite à la cote de 7,9 m. Par ailleurs, l'ASDR est construite sur un îlot, au niveau de 8,7 m. L'ensemble des installations annexes sont situées à un niveau supérieur à la cote de récurrence 20-100 ans, qui correspond à 6,70 m.

En cas d'inondation, aucune des installations de l'ASSCI et de l'IGDRS ne sera emportée par la crue. Ce sont des structures lourdes et bien ancrées sur des dalles de béton.

Il n'y aura pas d'impact sur les installations suivantes, puisqu'elles sont scellées :

- modules CANSTOR ou silos à l'ASSCI ;
- silos à déchets de retubage à l'IGDRS ;
- enceinte de stockage des résines usées à l'IGDRS.

L'inondation des installations proposées à l'ASSCI et à l'IGDRS est peu probable. L'inondation de l'ASDR est possible, bien qu'elle constitue un événement exceptionnel. Les conséquences de tels événements sont discutées à la section 8.3.4.1.

8.2.4.2 Vent violent et tornade

Il existe deux possibilités d'accidents associés aux vents violents et aux tornades. Le premier est le risque de renversement ou de culbutage des structures. Le second est la possibilité d'impact de projectiles emportés par le vent.

De forts vents ont été observés dans la région de Trois-Rivières durant l'ouragan de Maskinongé, le 27 août 1991 (Environnement Canada, 1993a). La force des vents au sol a été estimée à F3 sur l'échelle de Fujita (voir le tableau 8-3).

Pour la région de Gentilly (72° longitude, 46° latitude), les statistiques donnent une probabilité de dommages au sol de 2×10^{-4} par an pour l'ensemble des tornades et de 1×10^{-6} par an pour les tornades de force supérieure à F2 (Environnement Canada, 1983). On n'a jamais observé de tornade de force F5 ou supérieure dans l'est du Canada.

Une étude portant sur les silos de stockage du combustible irradié a permis de déterminer qu'ils peuvent résister à un vent au sol de 425 km/h sans culbuter. Par ailleurs, les modules CANSTOR ont été conçus de manière à résister à des vents au sol de 490 km/h.

L'analyse de la pénétration des projectiles a été réalisée dans le cadre du programme de développement des silos (Truss, 1977). Elle a démontré que la planche de bois est le type de projectile qui constitue le cas limite.

La résistance aux projectiles emportés par le vent a été calculée pour une poutre de bois frappant le module CANSTOR avec une force de 2 MN. Le module résisterait à l'impact (EACL, 1992).

Les unités de stockage de l'IGDRS seront conçues pour résister aux tornades et aux vents violents. Les unités de stockage de l'ASDR ont été construites au niveau du sol et ensuite remblayées jusqu'à ce que le dessus ne soit qu'à 1,3 m au-dessus du remblai. Elles sont donc protégées des vents violents.

8.2.4.3 Séisme

La méthode utilisée pour l'analyse des risques de tremblement de terre est tirée des ouvrages de Paskievici et Zikovsky (1982) et de Basham et coll. (1979). La probabilité de séismes avec certaines fréquences et magnitudes a été calculée en utilisant des paramètres recommandés pour le site du complexe nucléaire de Gentilly (ISR, en préparation).

Le sous-sol du site de Gentilly est constitué de roches sédimentaires d'âge ordovicien. Les études géologiques montrent qu'il n'y a pas de faille tectonique sous le site. La faille de Sainte-Angèle, qui traverse la baie de Bécancour et prend fin dans le fleuve à

environ 2 km au nord-ouest de la centrale, est caractérisée par l'absence d'activité (Clark et Globensky, 1976). Cette faille sépare les roches du groupe de Lorraine inférieur et celles de Pontgrave. On note aussi l'existence présumée de la faille de Cap-de-la-Madeleine, prenant naissance au milieu du fleuve, en direction opposée à celle de Sainte-Angèle.

Le complexe nucléaire de Gentilly est situé dans une zone d'activité sismique de niveau 2. Il est à noter que le classement du site est passé de 3 (1965) à 2 (1970) lors des changements apportés aux zones sismiques régionales du Canada (Hydro-Québec Production, 2002b). Les principales zones d'activité sismique dans la vallée du Saint-Laurent sont situées autour de Baie-Comeau ainsi que dans une région comprenant Montréal, Ottawa et Cornwall. D'après les relevés historiques concernant les tremblements de terre dans l'est du Canada, le site de Gentilly est particulièrement sécuritaire puisque la plupart des tremblements de terre ont eu lieu à l'est de la ville de Québec et à l'ouest de l'île de Montréal, et qu'il y en a eu très peu entre ces deux endroits. Des tremblements de terre beaucoup plus intenses sont probables dans ces régions, mais leurs effets sur le site du complexe nucléaire seraient négligeables en raison de leur atténuation dans la roche intermédiaire.

Pour évaluer la résistance des structures, il faut calculer l'accélération maximale au niveau du sol. Cette valeur est fonction de l'ampleur des séismes locaux et de ceux qui se propagent à partir des zones sismiques adjacentes.

Comme le site de Gentilly n'est situé près d'aucun épicode actif, les séismes locaux sont toujours de faible magnitude. De fait, les accélérations observées à la centrale sont en majeure partie attribuables à la propagation de séismes de grande amplitude se produisant ailleurs, dans un des épicodes actifs du Québec.

Selon les calculs effectués en superposant la contribution de la zone locale à celle des zones sismiques de l'ouest du Québec et de Charlevoix, la probabilité d'occurrence d'un séisme présentant une accélération au niveau du sol de plus de 0,25 g est de l'ordre de 5×10^{-5} par an (CCSN, 1996).

Ces calculs sont corroborés par les données relatives à un séisme survenu le 25 novembre 1988 dont l'épicentre était situé dans la région sismique de Charlevoix, plus précisément à 36 km au sud des villes de Chicoutimi et de Jonquière (Hydro-Québec, 1988b). Le ministère de l'Énergie, des Mines et des Ressources du Canada a déterminé que l'accélération au niveau du sol au site de Gentilly a été de l'ordre de 0,01 g à 0,05 g au cours du séisme. Il en est de même du séisme d'une intensité de 5,5 ressenti au Québec le 20 avril 2002 et dont l'épicentre se situait au nord de l'État de New York. Ces séismes n'ont eu aucun effet sur les installations nucléaires de Gentilly-2. Les secousses liées au dernier séisme étaient si faibles qu'elles n'ont pas déclenché les enregistreurs d'accélération de la centrale.

La résistance sismique des unités de stockage est présentée au tableau 8-4. Le risque d'un séisme qui pourrait endommager les unités de stockage de l'ASDR, de l'ASSCI ou de l'IGDRS est très faible. L'impact d'un tel événement est examiné à la section 8.3.4.2.

8.2.4.4 Foudre

Si elle frappe une structure en béton armé, la foudre peut briser le béton lorsqu'un arc électrique se forme entre différentes parties non continues de l'armature d'acier. Afin d'éviter ce problème, l'armature des silos, des modules CANSTOR et des unités de stockage de l'IGDRS est continue et elle est mise à la terre, en conformité avec le code du bâtiment du Canada.

Il faut aussi noter que l'ASSCI se trouve à quelques mètres du bâtiment du réacteur de la centrale de Gentilly-1, qui mesure 48 m de hauteur. La foudre devrait ainsi frapper les bâtiments voisins.

Le bris du béton causé par la foudre sera superficiel et n'engendrera pas nécessairement la défaillance des barrières de confinement. Il n'y aura donc pas d'impact environnemental à la suite d'un tel incident.

Les unités de stockage de l'ASDR, de l'ASSCI ou de l'IGDRS ne seront pas sérieusement endommagées par la foudre. Les conséquences d'un tel événement seront négligeables pour le milieu physique, les biotes et le public.

8.2.4.5 Affaissement et glissement de terrain

Les fondations de béton de l'ASSCI reposent sur le socle rocheux. Le sous-sol de l'IGDRS sera aménagé de façon à répondre aux critères exigeants du tableau 8-4.

La rampe d'accès, le chemin et le pourtour des dalles seront asphaltés. Ces surfaces seront munies de rebords surélevés afin de récupérer les eaux de pluie ainsi que d'un jeu de pentes pour diriger ces eaux vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales.

Il n'y a donc pas de possibilité d'affaissement du sol ou de glissement de terrain qui puisse endommager les installations de stockage de l'ASDR, de l'ASSCI ou de l'IGDRS.

8.2.4.6 Météorites

En juillet 1994, quelques météorites sont tombés dans la région de Sorel, à l'est de la centrale de Gentilly-2. Cet événement rare a été largement traité dans la presse locale. Il a donc été jugé approprié d'examiner le risque d'impact de météorites sur les aires de stockage.

Le flux de météorites qui entrent dans l'atmosphère est d'environ 100 t à 1 000 t par an. Les plus petits météorites sont plus fréquents que les plus gros. Ainsi, lorsqu'on multiplie par dix la masse d'un météorite, sa fréquence diminue par un facteur de dix. Seulement 5 % des météorites sont de composition ferreuse, ce qui leur permet de traverser l'atmosphère et d'atteindre le sol.

Même si beaucoup de météorites frappent la terre, la probabilité de tomber directement à un endroit particulier est très faible. Les calculs faits pour le site de Gentilly démontrent que tous les météorites de plus de 5 kg ont une probabilité plus faible que 1×10^{-6} par an de frapper les installations. Cet événement n'est donc pas crédible et n'est pas examiné plus en détail.

8.2.4.7 Changement de conditions climatiques

La section 6.1.1 présente une description des conditions météorologiques et climatiques de la zone d'étude détaillée. Les installations de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié sont conçues de façon à supporter d'importants écarts de température au cours d'une longue période de temps. Les aires de stockage sont aussi conçues pour subir des précipitations importantes et la fonte des neiges au printemps.

Selon les conclusions des groupes de travail qui ont préparé le troisième rapport d'évaluation du Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat (GIEC, 2001), le niveau de la mer s'élèvera au cours du XXI^e siècle et cette élévation se poursuivra pendant des siècles. De plus, les cycles hydrologiques seront plus intenses, il y aura très probablement une augmentation des précipitations moyennes mondiales et les précipitations seront plus intenses sur un grand nombre de régions.

Le GIEC estime que le niveau moyen de la mer peut augmenter de 50 cm d'ici 2100, avec un écart variant de 9 cm à 88 cm. Comme les installations projetées seront construites à l'intérieur de la digue et que la base sur laquelle elles reposeront sera à la cote de 7,7 m, la hausse de 88 cm du niveau de la mer sera sans conséquence pour elles. Les installations existantes de l'ASDR sont situées à l'extérieur de la digue. Les terrains adjacents sont au niveau de 4,88 m, tandis que l'ASDR est à 9,12 m.

Sur la base des modèles actuels, un réchauffement local de plus de 3 °C (moyenne annuelle), qui se maintiendrait pendant de nombreux millénaires, entraînera la fonte quasi totale de l'inlandsis groenlandais et sera accompagné par une élévation du niveau de la mer de 7 m environ.

On juge que les impacts d'un changement de conditions climatiques sur les trois aires de stockage sont négligeables jusqu'à l'horizon 2060.

8.2.5 Activités humaines

Les activités humaines, tant sur le site de Gentilly que dans la région avoisinante, peuvent être une source d'impact potentiel sur les installations de stockage. Ces événements sont examinés dans cette section.

8.2.5.1 Incendie

Les nouvelles installations de stockage de l'ASSCI et de l'IGDRS seront en béton et l'épaisseur des parois des enceintes contenant des déchets de haute activité atteindra environ 1 m. Le site n'abritera aucun matériau inflammable pouvant constituer une menace pour les installations de stockage ou leur contenu. De plus, il n'y aura pas de végétation à l'intérieur du périmètre clôturé ni à proximité. L'aire protégée est pavée ou recouverte de pierre concassée. Enfin, la distance entre les installations de stockage et la clôture sera telle qu'elles ne risquent pas d'être endommagées en raison d'incendies externes mettant en cause :

- les réservoirs de mazout de la centrale de Bécancour ;
- les réservoirs de mazout de la centrale de Gentilly-2 ;
- les réservoirs de carburant pour les véhicules ;
- un véhicule servant au transfert des déchets radioactifs ou à la construction des installations de stockage.

Réservoirs de mazout de la centrale de Bécancour

Les réservoirs de la centrale de Bécancour contiennent du mazout de catégorie 2, dont le point d'éclair minimal est de 55 °C (Lemberg, 1992). Le point d'éclair d'un liquide combustible correspond à la plus basse température à laquelle les vapeurs se trouvant à la surface du liquide s'enflamment et brûlent lorsqu'elles sont exposées à une source d'inflammation, sans nécessairement entraîner une combustion autosoutenue du liquide. Ce mazout est donc difficile à enflammer et il ne risque pas d'exploser. De plus, les réservoirs de mazout sont situés à plus de 750 m des installations de stockage projetées.

Réservoirs de mazout de la centrale de Gentilly-2

La centrale de Gentilly-2 possède des générateurs diesel pour l'alimentation électrique d'urgence. Les principaux réservoirs d'alimentation de ces générateurs sont souterrains et ils ne constituent pas un risque d'incendie.

Réservoirs de carburant pour les véhicules

Les réservoirs de carburant pour les véhicules à essence et au diesel d'Hydro-Québec Production sont situés à l'intérieur du site, à l'ouest du bâtiment du réacteur de la centrale de Gentilly-1. Les réservoirs d'essence et de diesel ont une capacité de

2 000 L chacun et sont dans une aire clôturée. Les pompes sont situées sur une dalle pourvue d'un bassin de captation afin de contenir les déversements. L'équipement de protection contre les incendies est situé à proximité des pompes. Les risques pour le transfert des déchets sont donc minimales.

Véhicules

Les véhicules et engins servant aux travaux de construction contiennent de l'essence inflammable. Il en va de même pour le tracteur semi-remorque servant au transfert du combustible irradié ou des déchets radioactifs solides. Toutefois, cette quantité de carburant est relativement faible et ne peut alimenter un feu pendant plusieurs heures.

Les divers châteaux de transfert utilisés pour le transfert peuvent être exposés à un incendie si un tracteur semi-remorque prend feu. Un tel incendie peut entraîner une perte de blindage.

Dans le cas du château de transfert du combustible irradié, un incendie peut brûler le polyéthylène qui sert de blindage neutron. Cela réduira l'efficacité du blindage contre les neutrons. Le débit de dose au contact peut ainsi passer de $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h à 5×10^{-5} Sv/h, ce qui n'est pas significatif. Pour tous les châteaux de transfert, un incendie peut fondre une partie du plomb contenu entre la cavité interne et la surface externe (température de fusion de 327,4 °C). Les châteaux de transfert sont toutefois conçus de façon à contenir le plomb fondu. La chaleur absorbée par la fonte du plomb retardera la surchauffe du contenu du château. Par contre, la fonte du plomb peut entraîner une perte partielle de blindage, mais cet événement est déjà couvert à la section 8.2.2.2.

Les ballots de déchets compactables contiennent des matières combustibles et pourraient brûler. Les filtres sont aussi combustibles.

En conclusion, l'incendie d'un tracteur semi-remorque utilisé pour le transfert des déchets radioactifs et du combustible irradié peut affecter le blindage, mais les conséquences ne sont pas significatives. Dans le cas du transfert des ballots de déchets compactables et des filtres, l'incendie peut entraîner la dispersion atmosphérique de contamination. Les conséquences de ces événements sont examinées à la section 8.3.5.

8.2.5.2 Accident de la circulation

Il n'y a aucun risque vraisemblable de collision pendant le transfert du combustible irradié ou des déchets radioactifs entre le bâtiment de production et les aires de stockage. Selon les statistiques établies aux États-Unis, la probabilité d'accident de la circulation sur une grande route se chiffre à 1×10^{-6} par kilomètre (Ontario Hydro, 1988). Or, la distance à parcourir est de 350 m sur un chemin privé qui ne sert qu'au

transfert des déchets. De plus, le transfert se fait uniquement dans des conditions météorologiques favorables.

La voie ferrée qui passe à l'intérieur de la zone d'exclusion de la centrale ne croise à aucun endroit le trajet du tracteur semi-remorque. Très peu de trains empruntent cette voie ferrée.

Les conséquences d'une collision pendant le transfert des déchets ne sont pas examinées car cet événement n'est pas crédible.

8.2.5.3 Écrasement d'un avion

La probabilité d'écrasement accidentel d'un avion sur le site des aires de stockage a été analysée. D'après les statistiques, 75 % des écrasements se produisent au décollage et à l'atterrissage. Pour les avions dont le poids dépasse 5 680 kg, la distance sur laquelle s'effectuent les manœuvres de décollage ou d'atterrissage est d'environ 50 km ; dans le cas des avions légers, cette distance est d'environ 8 km.

Les aéroports pour avions lourds les plus près du site de stockage à sec se situent à Trois-Rivières (26,5 km) et à Victoriaville (45,3 km).

On a calculé séparément la probabilité d'écrasement d'un avion léger et d'un avion lourd ainsi que la probabilité d'écrasement au décollage, à l'atterrissage et pendant le trajet entre deux aéroports. La probabilité totale d'écrasement d'un avion est la somme de la probabilité d'écrasement d'un avion léger, d'écrasement au décollage ou à l'atterrissage d'un avion lourd et d'écrasement d'un avion lourd en déplacement entre deux aéroports. Elle se chiffre approximativement à 5×10^{-7} par an pour chacune des aires de stockage.

La probabilité d'écrasement accidentel d'un avion sur les aires de stockage est si faible que cet événement n'est pas crédible.

8.2.5.4 Projectiles

L'ASSCI est située à environ 150 m de la turbine de la centrale de Gentilly-2, pratiquement dans l'axe du groupe turboalternateur, et à quelque 400 m des turbines à gaz de la centrale de Bécancour. L'IGDRS sera située à environ 300 m de la turbine, dans le même axe. L'ASDR est à 470 m des turbines de la centrale de Bécancour et à 525 m de la turbine de la centrale de Gentilly-2.

La probabilité de projection de débris par suite de la défaillance d'une turbine a été évaluée d'après des données historiques. Le bris d'un des disques du rotor, qui constitue le mode de défaillance le plus commun, peut être attribuable à un défaut de fabrication, au vieillissement ou aux contraintes excessives liées à une perte de régulation de la turbine. Lorsqu'un disque se brise, les débris ont tendance à se

déplacer dans une direction perpendiculaire à l'axe de rotation de la turbine et dans le plan du disque en rotation.

La probabilité totale qu'un projectile atteigne soit l'IGDRS, l'ASSCI ou l'ASDR est le produit de la probabilité de projection de débris par suite de la défaillance d'une turbine, de la probabilité que les débris soient déviés à un angle supérieur à 10° par rapport au plan du disque et de la probabilité que le projectile frappe la structure de stockage. Elle est évaluée à moins de 1×10^{-6} par an. Par ailleurs, la probabilité qu'un projectile provenant de la centrale de Bécancour atteigne les installations de stockage est encore plus faible, étant donné que la distance est supérieure et que les turbines fonctionnent moins de 200 heures par an.

La probabilité qu'un projectile provenant des turbines puisse endommager les installations de stockage des déchets est négligeable. Cet événement n'est pas crédible.

8.2.5.5 Industries avoisinantes

Le complexe nucléaire de Gentilly est situé à proximité du PIPB. La présente section examine les interactions possibles entre certaines industries et les installations de stockage.

Centrale de Gentilly-1

La centrale de Gentilly-1, qui appartient à EACL, est déclassée depuis 1985. Des activités de démantèlement et d'entreposage d'équipements s'y poursuivent.

Parc industriel et portuaire de Bécancour

Le PIPB possède des industries chimiques ainsi que des usines de production d'aluminium, de magnésium et de réfractaires. Le plan des mesures d'urgence de la ville de Bécancour (Ville de Bécancour, 1992) retient les principaux risques suivants.

Rejets de chlore

La relâche d'un nuage de chlore en direction de la centrale peut avoir des conséquences graves sur la santé des travailleurs de Gentilly-2. La centrale possède un réseau de détecteurs de chlore et le plan des mesures d'urgence prévoit cette éventualité. Le nuage de chlore n'aurait toutefois aucun impact sur les aires de stockage.

Possibilités d'explosion

Les usines du PIPB utilisent des produits inflammables qui constituent un risque d'explosion. Les réservoirs qui pourraient exploser sont toutefois situés à plus de 1 km des aires de stockage. La distance est suffisante pour que les explosions potentielles n'aient aucun effet sur les installations de stockage.

Accidents de transport

La route la plus près de la centrale (autoroute 30) est à plus de 1 km au sud des installations proposées. Le chemin d'accès à la centrale de Gentilly-2 se termine en cul-de-sac et n'est empruntée que par les véhicules qui doivent se rendre à la centrale. Le transport de matières dangereuses vers le PIPB ne peut avoir d'incidence sur les installations de stockage. La voie ferrée qui traverse le chemin d'accès à la centrale est maintenant peu utilisée.

Conclusion

Les risques associés aux industries avoisinantes n'entraînent pas d'impact sur les installations de stockage existantes et projetées.

8.3 Évaluation des risques radiologiques

Parmi les sources d'impact répertoriées à la section précédente, certains événements imprévus ou hypothétiques, de type accidentel ou naturel, peuvent potentiellement avoir des conséquences sur les travailleurs, sur la population, sur le milieu physique et sur les biotes. Ces conséquences potentielles sont examinées dans le texte qui suit.

8.3.1 Construction des installations de stockage

Le seul risque crédible identifié à la section 8.2.1 met en cause les travailleurs qui séjournent à proximité des installations existantes. Il s'agit d'une exposition due à la présence des déchets radioactifs. Dans le pire cas, les travailleurs peuvent être exposés à un débit de dose maximal de $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h au contact des unités de stockage existantes. Il faut donc 40 heures avant que ces travailleurs dépassent la limite de dose pour la population, qui est de 1×10^{-3} Sv par an. Une telle situation anormale ne peut persister pendant 40 heures sans une intervention des responsables du chantier, qui auront reçu une formation en radioprotection.

8.3.2 Transfert des matières radioactives vers les aires de stockage

Certaines activités décrites à la section 8.2.2 peuvent avoir un impact sur le milieu physique, sur les humains et sur les biotes.

8.3.2.1 Déversement d'eau lourde

Une des premières étapes du projet de réfection de la centrale de Gentilly-2 consiste à drainer le caloporteur et le modérateur du réacteur. Le déversement d'un baril d'eau lourde est donc possible durant cette opération.

Le calcul des conséquences de cet événement (ISR, en préparation) montre que la dose reçue par la personne la plus exposée ne dépasse pas $1,5 \times 10^{-6}$ Sv. Cette exposition correspond à environ 0,15 % de la limite annuelle de dose pour la population. Le déversement entraînera une augmentation de la concentration de tritium dans l'eau pendant une période d'environ deux heures. La concentration dans le canal de rejet ne dépassera pas 4×10^6 Bq/L, ce qui ne peut mettre en danger les biotes aquatiques. L'impact sur le milieu physique est négligeable. Cet événement n'a donc pas d'impact significatif.

8.3.2.2 Déchets radioactifs solides

Au cours du transfert des déchets radioactifs solides, il peut y avoir une défaillance des équipements ou des contenants. Les risques radiologiques reliés aux événements crédibles décrits à la section 8.2.2.2 sont présentés ci-dessous.

Déchets de retubage

Une perte de blindage autour du contenant de déchets constitue un risque d'irradiation externe pour les travailleurs présents.

Le débit de dose d'un contenant de déchets de retubage non blindé est de l'ordre de 60 Sv/h à 1 m. Si un travailleur se trouve dans le faisceau de rayonnement émis par le contenant, il en sera averti par l'alarme de son dosimètre électronique. Le travailleur devra alors s'éloigner rapidement du contenant. Il faut noter que les travailleurs de la centrale de Gentilly-2 ont l'habitude de ce genre d'opération. En effet, au cours des arrêts annuels, ils effectuent le retrait hors du réacteur et le transfert des barres de cobalt ; or, ces barres sont plus actives que les contenants de déchets de retubage. La centrale a des procédures d'urgence pour faire face à ce genre d'événement. Le risque pour la population et les biotes ne sera pas détectable puisque le rayonnement gamma s'atténue rapidement avec la distance. De plus, cette situation n'a pas d'impact permanent puisque l'ambiance gamma redeviendra normale dès que le contenant sera récupéré dans un château blindé. Il n'y a aucun impact sur le milieu physique.

Résines usées

Défaillance d'un contenant

La chute du château de transfert pourrait endommager le contenant de résines usées et causer un déversement des résines. Les enceintes de stockage des résines usées (ESRU) seront construites sur une dalle de béton et le pourtour sera pavé, de sorte que la surface de l'IGDRS sera imperméable. En cas de rupture du contenant de résines, une opération de récupération et de nettoyage sera entreprise. Il sera possible de récupérer la plus grande partie des résines, puisqu'elles sont solides, mais les eaux de nettoyage s'écouleront vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales, située à l'angle nord-est de l'ASSCI. Si l'activité contenue dans les eaux est à l'intérieur des limites permises, celles-ci seront rejetées dans le canal de rejet de la centrale de Gentilly-2.

En supposant que 1 % de l'inventaire d'un contenant de résines usées ne soit pas récupéré et aboutisse dans le canal de rejet, on a évalué la dose reçue par les personnes les plus exposées. Le cas limite est le déversement d'un contenant de résines de purification du modérateur. La dose est alors de $1,6 \times 10^{-8}$ Sv, ce qui correspond à 0,0016 % de la limite annuelle de dose pour le public. La concentration maximale du cobalt-60 atteindra 90 Bq/L dans le canal de rejet, ce qui ne mettra pas en danger les biotes aquatiques. La durée des rejets liquides s'étalera typiquement sur deux heures, de sorte que ce déversement n'a qu'un impact temporaire et localisé sur les biotes aquatiques et le milieu physique. Les conséquences de cet événement sont donc négligeables.

Perte de blindage

Le débit de dose maximal à 1 m d'un contenant de résines usées non blindé est estimé à 0,046 Sv/h (ISR, en préparation). Les travailleurs seront avertis de la présence de faisceaux de rayonnements par leurs dosimètres à alarme et s'éloigneront immédiatement du contenant. Un plan de travail sera préparé afin de récupérer le contenant. Le risque pour la population et les biotes ne sera pas détectable puisque le rayonnement gamma s'atténue rapidement avec la distance et devient non mesurable à une centaine de mètres de distance.

Conclusion

La rupture d'un contenant de résines usées peut entraîner un déversement et des rejets liquides dans le fleuve par le canal de rejet. Une évaluation de la dose reçue par la personne plus exposée montre que l'impact de cet événement est négligeable. Dans le cas d'une perte de blindage du château de transfert, l'incident peut exposer les travailleurs affectés au transfert des résines, mais a un impact négligeable sur le public, sur le milieu physique et sur les biotes.

Filtres

Chute d'un filtre

La chute d'un filtre est survenue le 3 mars 1999 lors du transfert à l'ASDR d'un filtre de purification du système caloporteur. Le filtre est demeuré bloqué dans le château de transfert. Les travailleurs ont tenté de débloquer le filtre et l'ont fait tomber dans la fosse de stockage. En effectuant cette manœuvre, ils ont libéré des aérosols qui ont contaminé la zone adjacente aux fosses. La personne la plus exposée a reçu une dose engagée de 5×10^{-5} Sv et une dose gamma externe de $3,5 \times 10^{-4}$ Sv, ce qui constitue 2 % de la limite annuelle de dose pour les travailleurs.

La contamination dans la zone touchée était fixée dans une couche de neige glacée de 5 cm à 10 cm d'épaisseur. Une campagne d'échantillonnage a permis d'établir l'étendue de la zone contaminée. L'intervention a consisté à construire des bassins de rétention recouverts d'une membrane de polyéthylène à l'entrée de l'ASDR. La neige contaminée a été recueillie et transférée dans ces bassins de rétention. Lors de la fonte de la neige, l'eau de fonte a été recueillie et analysée. Les tests ont permis de vérifier que l'eau ne contenait pas de contamination. La membrane de polyéthylène ainsi que les matériaux ayant servi à construire le bassin de rétention ont été mis en baril et stockés à l'ASDR. Cet événement n'a eu aucun impact significatif sur le public ni sur les biotes, mais a eu un impact mineur sur le milieu physique. On est en droit de penser qu'un événement semblable à l'IGDRS aurait des conséquences similaires. En utilisant la même activité libérée par la chute du filtre, on évalue que les eaux de décontamination de la surface de l'IGDRS qui se déverseraient au canal de rejet entraîneraient une dose de 5×10^{-11} Sv aux membres du public le plus exposé.

Perte de blindage

Le débit de dose maximal à 1 m d'un filtre non blindé est de 0,2 Sv/h. Si un travailleur se trouve exposé à un faisceau gamma, son dosimètre à alarme l'avertira du danger et il s'éloignera immédiatement de la zone affectée. La possibilité d'une surexposition est négligeable, compte tenu de l'équipement de détection qui sera utilisé par les travailleurs. Le débit de dose autour d'un filtre non blindé s'atténue rapidement avec la distance. En conséquence, le risque pour la population, les biotes et le milieu physique n'est pas significatif.

8.3.2.3 Combustible irradié

L'examen des sources d'impact (voir la section 8.2.2.3) a permis de déterminer les sources qui pourraient toucher les travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly et l'environnement. L'inventaire libre d'une grappe de combustible irradié correspond à la quantité ou à la proportion de radio-isotopes qui se trouvent entre les pastilles et la gaine du combustible ou dans la partie extérieure du réseau cristallin de bioxyde d'uranium. La quasi-totalité des nouvelles espèces produites au cours de la fission

demeurent prisonnières du réseau de molécules de bioxyde d'uranium et elles ne peuvent s'en échapper lorsque la pastille demeure intacte. C'est ainsi que l'inventaire libre d'une grappe ayant séjourné six ans dans la piscine de stockage est de $1,5 \times 10^9$ Bq de tritium et de $8,8 \times 10^{10}$ Bq de krypton-85 (voir le tableau 8-8).

Chute d'une grappe dans la piscine de stockage

En cas de défaillance d'une grappe, l'eau de la piscine captera tous les radio-isotopes, sauf le krypton-85, qui est un gaz inerte. La relâche de $8,8 \times 10^{10}$ Bq de krypton-85 sera aspirée par la ventilation active du bâtiment des services. L'impact sur les travailleurs sera négligeable, soit $6,0 \times 10^{-5}$ Sv. Ce rejet à la cheminée de la centrale sera ensuite dispersé dans l'air. La dose reçue par un membre du public correspondant à cette relâche sera de $2,8 \times 10^{-9}$ Sv à la limite de la zone d'exclusion (900 m). Cette dose est négligeable par rapport à la limite annuelle de dose pour la population. La dose externe reçue par les biotes sera du même ordre de grandeur, de sorte qu'une relâche de cette nature n'a pas d'impact significatif sur les biotes à l'extérieur de la zone protégée. L'impact sur le milieu physique est négligeable.

Chute d'un plateau de grappes dans la piscine de stockage

La chute d'un plateau de 24 grappes dans la piscine de stockage peut altérer leur intégrité. En cas de défaillance de la gaine, seul l'inventaire libre de krypton-85 sera libéré. En supposant que toutes les grappes soient brisées, la dose reçue par un membre du public à la limite de la zone d'exclusion sera de $6,8 \times 10^{-8}$ Sv. Cette dose est inférieure à 1×10^{-3} Sv par an, soit la limite annuelle de dose pour un membre du public. La dose externe pour les biotes les plus exposés sera du même ordre de grandeur et a donc un impact négligeable. L'impact sur le milieu physique est négligeable.

Chute d'un panier

La quantité de radio-isotopes volatils (krypton-85 et hydrogène-3) contenus dans un panier de combustible irradié est relativement faible. S'il se produit une défaillance simultanée du panier et de toutes les 60 grappes qu'il contient, l'inventaire libre de ces radio-isotopes peut être libéré dans l'atmosphère. La dose à la limite de la zone d'exclusion sera alors de $5,0 \times 10^{-7}$ Sv, soit 0,05 % de la limite annuelle de dose pour un membre du public. Il n'y a pas d'impact significatif sur les biotes à l'extérieur de la zone protégée puisque la dose externe qu'ils recevront sera du même ordre de grandeur. L'impact sur le milieu physique est négligeable.

Chute d'un château de transfert

La conséquence la plus grave que peut entraîner la chute du château de transfert est de laisser le panier à l'air libre, sans blindage. Le débit de dose s'atténue rapidement

avec la distance ; à 100 m, il sera inférieur à $3,4 \times 10^{-4}$ Sv/h. Dans l'éventualité d'un tel événement, le personnel de la centrale s'éloignera du lieu de l'incident et établira un plan de travail pour récupérer le panier.

Une défaillance du château de transfert à la suite d'une chute n'aura pas de conséquences pour le public ou les biotes. En effet, la dose due à l'irradiation externe diminue rapidement en fonction de la distance et ne présente aucun risque pour la population environnante ou les biotes. De plus, cet événement a un impact temporaire puisque l'irradiation externe cessera dès que le panier sera replacé dans un château blindé. L'impact sur le milieu physique est négligeable.

Conclusion

Tous les accidents qui peuvent survenir pendant la manutention ou le transfert du combustible ont des impacts non significatifs sur les humains, sur les biotes et sur le milieu physique. Les champs d'exposition gamma seront localisés et les rejets potentiels de matières radioactives volatiles seront faibles.

8.3.3 Exploitation des aires de stockage

Les installations de stockage sont conçues pour une durée minimale de 50 ans. Le stockage durant cette période repose sur des systèmes passifs ne nécessitant qu'un minimum d'entretien. Certaines installations comportent des barrières de confinement des matières radioactives. Dans cette section, on évalue les conséquences des événements qui ont été analysés à la section 8.2.3.

8.3.3.1 ASDR et IGDRS

Fosses et enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité

Les fosses de l'ASDR et les enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) de l'IGDRS ne comportent pas de confinement étanche. Les émissions en situation normale sont décrites à la section 7.3.2.3.

Enceintes de stockage des filtres usagés

Les enceintes de stockage des filtres usagés (type A) sont scellées de façon à éviter la dispersion des substances radioactives dans l'environnement. En cas de défaillance des cylindres de stockage, le tritium et le carbone-14 qui sont sur les filtres peuvent diffuser à l'extérieur des cylindres et se disperser dans l'environnement. Une estimation pessimiste de ces fuites fugitives consiste à supposer que tout l'inventaire de tritium et de carbone-14 présent dans un cylindre finit par s'échapper pendant la période de stockage de 50 ans.

Le tableau 8-5 donne les quantités de matières radioactives qui peuvent s'échapper annuellement de même que la limite opérationnelle dérivée (LOD) pour ces substances radioactives. Le concept de LOD est utilisé dans l'industrie nucléaire pour estimer la quantité annuelle d'un radionucléide donné qu'un exploitant d'une installation nucléaire peut relâcher dans l'environnement sans que la personne la plus exposée ne dépasse la limite de dose annuelle. Une norme canadienne encadre ce type de calcul (CSA, 2003). Dans le contexte du présent projet, les détails sont décrits dans une étude sectorielle (ISR, en préparation). Les émissions fugitives en cas de défaillance des cylindres ont un impact négligeable pour la population environnante et le milieu physique.

Les biotes terrestres qui se trouvent à l'extérieur de la zone protégée, soit à environ 100 m des enceintes de type A, seront exposés aux émissions fugitives. Le tableau 8-5 compare la concentration annuelle moyenne dans l'air ainsi que la concentration dans l'air sans effet observé pour les biotes terrestres. L'impact sur les biotes est donc négligeable.

Enceintes de stockage des résines usées

Les ESRU sont conçues de façon à éviter la dispersion de substances telle que l'eau tritiée et la diffusion du carbone-14 sous différentes formes chimiques. En cas de défaillance de la cavité cylindrique de stockage des résines usées, le tritium et le carbone-14 peuvent diffuser lentement hors de la cavité et se retrouver dans l'environnement.

Une estimation pessimiste de ces émissions fugitives suppose qu'une cavité contenant deux contenants de 3 m³ de résines usées n'est plus étanche. On suppose de plus que toute l'activité du tritium et du carbone-14 contenue dans la cavité serait rejetée à l'extérieur pendant les 50 ans de la vie utile de la structure. L'activité rejetée et la limite opérationnelle dérivée estimée pour ces substances sont présentées au tableau 8-6. L'impact d'une défaillance de la cavité de stockage est donc négligeable pour la population et le milieu physique.

Le tableau 8-6 résume les concentrations dans l'air auxquelles seront exposés les biotes terrestres présents à la limite de la zone protégée, soit à 100 m des ESRU. Ces concentrations sont beaucoup plus faibles que les seuils génériques de concentrations sans effet observé pour les biotes terrestres. En conséquence, l'impact de ces fuites sur les biotes est négligeable.

Unités de stockage des déchets de retubage

Les déchets de retubage ne contiennent pas de matières volatiles. Par contre, l'infiltration d'eau dans les cavités de stockage et la défaillance des contenants pourraient entraîner la contamination des eaux d'écoulement de surface à l'IGDRS.

Le tableau 8-7 présente l'activité du contenu d'un cylindre de stockage rempli de 16 petits contenants de tubes de force déchiquetés, ce qui constitue le cas limite. Puisque certains radionucléides ont une demi-vie courte, l'activité moyenne pendant les première et deuxième années de stockage est présentée avec la LOD estimée pour les rejets liquides correspondants. À la deuxième année de stockage, seul le niobium-94 a une plus grande activité que la LOD estimée correspondante. Le niobium est une substance métallique stable qui n'entre pas facilement en solution. L'impact d'un tel événement demeure négligeable pour la population tant que les dispositions de conception sont en place et qu'il n'y a pas d'infiltration importante d'eau. De plus, le temps requis pour dissoudre ces espèces chimiques est relativement long. Des dispositifs de détection de fuite et de présence d'eau dans les cavités du silo (voir la figure 3-17) permettront une vérification périodique des installations de stockage. De plus, ce genre de fuite chronique, s'étalant sur plusieurs années, sera détecté par Hydro-Québec Production avant d'avoir un effet sur le milieu physique et sur les biotes, puisque le sol, l'air et l'eau sont régulièrement échantillonnés afin de vérifier la présence de contamination anormale.

8.3.3.2 ASSCI

En cas de défaillance d'une grappe de combustible irradié stockée à l'ASSCI, les matières radioactives seront confinées par deux barrières supplémentaires, soit le panier soudé et le cylindre scellé. Comme le mentionne la section 8.2.3.2, on effectue une vérification périodique de l'étanchéité des barrières en échantillonnant l'air de la cavité des cylindres.

En postulant une défaillance simultanée de toutes ces barrières, un rejet atmosphérique de krypton-85 et de tritium est possible puisque ces substances sont volatiles. En cas d'infiltration d'eau dans les unités de stockage défaillantes, le lessivage des pastilles de combustible est possible, entraînant potentiellement un rejet liquide contaminé.

Les conséquences de ces deux cas sont examinées aux tableaux 8-8 et 8-9. Le tableau 8-8 compare l'activité du tritium et du krypton-85 disponible dans les unités de stockage par rapport à la quantité qui peut être libérée dans l'atmosphère sans que ne soit dépassée la limite annuelle de dose pour le membre du public le plus exposé. Tout l'inventaire volatil d'un module CANSTOR (12 000 grappes) peut être libéré dans l'atmosphère sans que la LOD estimée ne soit dépassée.

Le tableau 8-9 compare l'activité des principales substances nucléaires contenues dans une grappe par rapport à la quantité qui peut être libérée dans les effluents liquides sans que la personne la plus exposée ne reçoive une dose supérieure à la limite annuelle. Les seules substances dont l'activité dépasse la LOD estimée sont les isotopes du césium. Un tel événement n'est pas crédible puisqu'on effectue un suivi de l'étanchéité des barrières et que des mesures radiologiques sont effectuées sur les échantillons prélevés.

En cas de défaillance des installations de stockage, la fuite s'étalera sur une longue période de temps et sera détectée avant qu'elle puisse contaminer l'environnement. L'impact de cet événement est donc négligeable pour les humains, les biotes et le milieu physique.

8.3.4 Risques associés aux catastrophes naturelles

Des événements naturels peuvent présenter des risques pour les installations de stockage projetées et existantes. Cette section évalue les risques associés à des événements crédibles définis à la section 8.2.4.

8.3.4.1 Inondation

La probabilité d'une inondation des installations de l'ASSCI et de l'IGDRS est très faible, puisque ces installations sont à l'intérieur de la digue du complexe nucléaire de Gentilly. De plus, les enceintes sont au-dessus du sol et les seules structures qui ne sont pas scellées sont les enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA), dont le couvercle est à environ 3,8 m au-dessus du sol.

Les fosses de l'ASDR sont construites sur un îlot à un niveau encore plus haut que celui de la digue. Ces fosses ne sont toutefois pas scellées et si le niveau de l'eau les atteignait, le contenu pourrait en être affecté. Une étude a été préparée afin d'étudier la dispersion des contaminants dans les eaux de surface et dans le sous-sol en cas d'inondation. Les principales conclusions de cette étude sont décrites dans le rapport de sûreté qui est le principal document d'appui au permis d'exploitation en vigueur des aires de stockage (Hydro-Québec, mai 2001). Le modèle prédit une forte dilution dès qu'on s'éloigne de l'ASDR. De plus, l'impact à long terme de cet événement est faible puisque les contaminants ne pénètrent pas en grande quantité dans le sol pendant une crue de courte durée. Compte tenu de la faible probabilité de cet événement et des conditions extrêmes de l'étude, on pense que les impacts d'une inondation sur le milieu physique et sur les biotes seront localisés et qu'il sera possible de mettre rapidement en œuvre des mesures correctrices si le niveau de contamination des sols le justifiait.

8.3.4.2 Séisme

Tel que le montre le tableau 8-4, les unités de stockage des déchets de haute activité peuvent résister à des accélérations sismiques très élevées. En fait, la probabilité qu'un séisme puisse endommager ces structures est d'environ 5×10^{-5} par an. Les unités de stockage des déchets de faible et de moyenne activité, soit les fosses de l'ASDR, les enceintes de type A et les EDFMA de l'IGDRS, sont conçues selon les normes sismiques du code du bâtiment du Canada (CNRC, 1995), soit pour résister à l'accélération de 0,08 g attribuée à la zone de Gentilly.

Il est donc concevable, mais peu probable, que ces unités de stockage soient endommagées par un séisme de grande amplitude. La conséquence la plus vraisemblable d'un tel événement est la fissuration ou le basculement des structures, entraînant une perte de blindage localisée et la possibilité de faisceaux gamma. Il est peu probable que les contenants de déchets solides soient endommagés par le séisme, mais dans tous les cas la situation sera réversible.

Les conséquences d'un séisme peuvent être assimilées aux conséquences de la perte de blindage autour d'un contenant de déchets radioactifs durant son transfert (voir la section 8.3.2). Des plans de récupération du contenu des unités touchées seront préparés de façon à réduire le plus possible l'exposition des travailleurs.

L'impact d'un tremblement de terre sera localisé et temporaire. Les conséquences seront négligeables pour la population, le milieu physique et les biotes.

8.3.5 Risques associés aux activités humaines

La section 8.2.5 n'a retenu que l'incendie à titre d'événement crédible découlant des activités humaines. Le seul risque véritable est associé au carburant du véhicule utilisé pour le transfert des déchets radioactifs ou du combustible irradié. Pour le combustible irradié et les déchets placés dans un panier scellé, l'incendie du véhicule ne durera pas assez longtemps pour altérer le contenant.

Pour les filtres et les déchets de faible et de moyenne activité, l'incendie peut causer la dispersion des substances radioactives. Pour le calcul de l'impact, on suppose que la personne la plus exposée se trouve à la limite ouest de la propriété d'Hydro-Québec, à environ 420 m de l'IGDRS. Cette personne demeure sous le panache de fumée radioactive pendant toute la durée de l'incendie et demeure ensuite sur le sol contaminé pendant sept jours.

Les conséquences de l'incendie sont présentées au tableau 8-10. La dose reçue par la personne la plus exposée représente 10 % de la limite annuelle de dose pour la population. Cet événement a donc un impact négligeable sur le public. La contamination résiduelle de $5,5 \times 10^5$ Bq/m² de cobalt-60 à 100 m de l'incendie ne peut mettre en danger les biotes. En effet, le débit de dose annuel résultant de cette contamination est estimé à 0,04 Gy par an. On pense que cet événement a des conséquences négligeables sur l'environnement puisqu'il sera possible de mettre rapidement en œuvre des mesures correctrices si le niveau de contamination résiduel des sols le justifie.

8.3.6 Bilan des risques

Le tableau 8-11 résume les conséquences de tous les événements examinés à la section 8.3. Il existe un seul événement vraisemblable qui peut entraîner un dépassement des limites de dose pour les travailleurs, soit la perte de blindage autour

d'un contenant de déchets de retubage. Le risque est toutefois minime en raison des critères de conception du château de transfert, des équipements utilisés pour le chargement des silos et de la formation des travailleurs.

Il n'existe aucun événement crédible qui puisse entraîner un dépassement de la limite de dose pour le public. Dans tous les cas, l'impact sur les humains est négligeable.

Les impacts éventuels sur le sol, sur les eaux de surface et sur l'air sont localisés, temporaires et réversibles. Tous les événements analysés n'ont pas d'impact à long terme sur les biotes.

8.4 Gestion des risques radiologiques

La marge de sûreté intégrée à la conception, à la construction et à l'exploitation des installations de stockage garantit que la population, les travailleurs, le milieu physique et les biotes ne seront pas exposés à un risque inacceptable. Ainsi, toutes les activités qui recèlent un risque sont décrites dans des procédures détaillées, sur lesquelles les travailleurs sont formés. De plus, il faut mentionner le programme de retour d'expérience qui est en place à la centrale de Gentilly-2 depuis 1999 (Hydro-Québec Production, avril 2003b). Ce programme permet de relever tous les écarts par rapport aux processus et aux procédures établis et d'analyser les conséquences possibles. Les changements qui permettent de corriger une situation sont ensuite diffusés aux employés afin d'éviter une répétition des problèmes identifiés. Enfin, les programmes de protection des travailleurs, du public et de l'environnement sont décrits à la section 2.5.

Ainsi, une culture de sûreté est à la base de toutes les activités de la centrale de Gentilly-2 de façon à réduire au minimum les risques. Néanmoins, un ensemble de mesures prévues en fonction des incidents éventuels fait partie intégrante de la sûreté des installations nucléaires. Le plan des mesures d'urgence (voir l'annexe O) vise à limiter les risques pour les personnes, les biotes et le milieu physique.

Comme les installations de stockage sont associées à la centrale de Gentilly-2, toutes les activités liées à leur exploitation relèvent du chef de quart de la centrale. De même, c'est le plan des mesures d'urgence (PMU) de la centrale qui s'applique si un incident survient en cours d'exploitation.

Le plan des mesures d'urgence, élaboré par Hydro-Québec Production, a été soumis à la CCSN pour approbation. Ce plan respecte les normes et les exigences fédérales, provinciales et municipales en vigueur. En vertu des conditions liées au permis d'exploitation, Hydro-Québec Production doit soumettre à l'approbation de la CCSN toute modification envisagée à l'égard du plan des mesures d'urgence. On estime toutefois que le PMU est adéquat et qu'il n'est pas nécessaire de le modifier à la lumière de la présente analyse.

D'après l'évaluation des risques liés au projet (voir le tableau 8-11), il appert qu'aucun scénario d'accident vraisemblable n'exposerait la population à un risque radiologique nécessitant la mise en place de mesures d'urgence. En outre, une étude sectorielle (ISR, en préparation) a révélé que seul le personnel d'exploitation affecté au transfert du combustible irradié, des résines usées et des déchets de retubage pourrait subir des expositions mesurables à la suite d'un incident (voir les sections 8.2.2.2 et 8.3.2.2). Le cas échéant, le plan des mesures d'urgence de la centrale sera appliqué. Par ailleurs, les procédures actuelles amènent le chef de quart à déclarer une alerte centrale afin de faire évacuer la zone touchée et d'intervenir rapidement pour corriger la situation.

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a établi une échelle pour déterminer l'importance des événements nucléaires en ce qui touche la sûreté. Selon cette échelle, l'événement le plus sérieux susceptible de se produire dans le contexte des installations de stockage constituera un « incident grave » et il correspondra au niveau 3. Il est utile de préciser que les événements les plus inquiétants, en l'occurrence les « accidents graves », correspondent au niveau 7 sur l'échelle de l'AIEA.

On trouve à l'annexe O un aperçu des éléments du plan des mesures d'urgence qui se rapportent aux points suivants :

- entente conclue entre les organismes pouvant être appelés à participer à une intervention d'urgence (administrations municipales, ministères provinciaux et fédéraux, et organismes externes) ;
- mécanisme de prise de décision et de communication avec les organismes externes (municipaux, provinciaux et fédéraux) et avec la population ;
- diverses situations possibles et probables.

Tableau 8-1 : Critères de risque radiologique individuel équivalent

Personne	Limite de dose	Critères de risque individuel équivalent
Travailleur	0,1 Sv/5 ans	2×10^{-3} effets sur la santé par an
Membre du public	1×10^{-3} Sv/a	1×10^{-4} effets sur la santé par an

Tableau 8-2 : Critères d'acceptabilité des risques radiologiques liés à la réalisation du projet

Récepteur	Situation normale	Défaillances, accidents et événements naturels
Humains		
Travailleurs du secteur nucléaire	Limite de dose efficace : 0,05 Sv/a 0,1Sv/5 ans	Risque individuel équivalent : 2×10^{-3} effets/a <i>ou</i>
	Limite de dose équivalente : – cristallin : 0,15 Sv/a – peau : 0,5 Sv/a – mains et pieds : 0,5 Sv/a	Dose efficace : 0,02 Sv <i>ou</i> Probabilité : $< 10^{-6}$ /a
Public	Limite de dose efficace : 1×10^{-3} Sv/a	Risque individuel équivalent : 1×10^{-4} effets/a <i>ou</i>
	Limite de dose équivalente : – cristallin : 0,015 Sv/a – peau : 0,05 Sv/a – mains et pieds : 0,05 Sv/a	Dose efficace : 1×10^{-3} Sv <i>ou</i> Probabilité : $< 10^{-6}$ /a
Biotes		
Biotes terrestres	Limite de dose absorbée : – plantes : 1 Gy/a – animaux : 1 Gy/a – invertébrés : 2 Gy/a	Survie de la population à l'extérieur de la zone touchée
Biotes aquatiques	Limite de dose absorbée : – plantes : 1 Gy/a – animaux : 0,2 Gy/a – invertébrés : 2 Gy/a	Survie de la population à l'extérieur de la zone touchée

Tableau 8-3 : Échelle de classification Fujita des tornades

Force	Vitesse au sol (km/h)
F0	64-115
F1	115-179
F2	179-251
F3	251-330
F4	330-416
F5	416-509

Tableau 8-4 : Limite de conception sismique des unités de stockage

Unité de stockage		Accélération horizontale (g)	Probabilité annuelle
Modules CANSTOR	(ASSCI)	0,3	$< 1 \times 10^{-5}$
Silos de stockage du combustible irradié	(ASSCI)	0,25	$< 5 \times 10^{-5}$
Silos à déchets de retubage	(IGDRS)	0,25	$< 5 \times 10^{-5}$
Enceintes de stockage des résines épuisées	(IGDRS)	0,25	$< 5 \times 10^{-5}$
Enceintes de stockage des filtres usagés	(IGDRS)	0,08	1×10^{-3}
Enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA)	(IGDRS)	0,08	1×10^{-3}
Fosses	(ASDR)	0,08	1×10^{-3}

Tableau 8-5 : Rejets atmosphériques estimés en cas de défaillance d'un cylindre de stockage des filtres usagés

Radio-nucléide	Activité moyenne d'un filtre (Bq)	Activité estimée des émissions fugitives (Bq/a)	LOD estimées pour les rejets atmosphériques (Bq/a)	Concentration dans l'air à 100 m (Bq/m ³)	Seuil de concentration dans l'air sans effet observé sur les biotes terrestres (Bq/m ³)
³ H	$1,2 \times 10^{11}$	$4,7 \times 10^9$	6×10^{16}	$2,3 \times 10^{-2}$	$4,4 \times 10^4$
¹⁴ C	$1,8 \times 10^5$	$7,2 \times 10^3$	5×10^{14}	$3,5 \times 10^{-8}$	$2,2 \times 10^2$

Tableau 8-6 : Rejets atmosphériques estimés en cas de défaillance d'une cavité de stockage des résines de purification du modérateur

Radio-nucléide	Activité moyenne dans un contenant de 3 m ³ (Bq)	Activité estimée des émissions fugitives (Bq/a)	LOD estimées pour les rejets atmosphériques (Bq/a)	Concentration dans l'air à 100 m (Bq/m ³)	Seuil de concentration dans l'air sans effet observé sur les biotes terrestres (Bq/m ³)
³ H	$3,9 \times 10^{12}$	$1,6 \times 10^{11}$	6×10^{16}	0,76	$4,4 \times 10^4$
¹⁴ C	$1,3 \times 10^{13}$	$5,1 \times 10^{11}$	5×10^{14}	2,5	$2,2 \times 10^2$

**Tableau 8-7 : Inventaire moyen des déchets de retubage de haute activité
et LOD estimées pour les rejets liquides**

Radionucléide	Inventaire moyen de 16 contenants (1 ^{re} année) (Bq)	Inventaire moyen de 16 contenants (2 ^e année) (Bq)	LOD estimées pour les rejets liquides (Bq/a)
⁵⁹ Fe	$2,0 \times 10^{12}$	$6,9 \times 10^9$	$1,1 \times 10^{13}$
⁶⁰ Co	$4,1 \times 10^{13}$	$3,6 \times 10^{13}$	$5,3 \times 10^{13}$
⁹⁵ Zr	$3,0 \times 10^{15}$	$5,7 \times 10^{13}$	$9,4 \times 10^{14}$
⁹⁴ Nb	$5,6 \times 10^{13}$	$5,6 \times 10^{13}$	$1,9 \times 10^{13}$
⁹⁵ Nb	$4,3 \times 10^{13}$	$3,2 \times 10^{12}$	$5,7 \times 10^{13}$
^{113m} In	$9,0 \times 10^{13}$	$1,0 \times 10^{13}$	$1,2 \times 10^{14}$

**Tableau 8-8 : Inventaire libre du combustible irradié stocké à l'ASSCI
et LOD estimées pour les rejets aériens**

Élément mesuré		Radionucléide	
		Tritium	⁸⁵ Kr
LOD estimées pour les rejets aériens (Bq/a)		$5,9 \times 10^{16}$	$3,6 \times 10^{17}$
Inventaire libre du combustible irradié ^a (Bq)	Crayon d'une grappe	$4,1 \times 10^7$	$2,4 \times 10^9$
	Grappe	$1,5 \times 10^9$	$8,8 \times 10^{10}$
	Panier (60 grappes)	$9,1 \times 10^{10}$	$5,3 \times 10^{12}$
	Silo (540 grappes)	$8,2 \times 10^{11}$	$4,8 \times 10^{13}$
	Cylindre (600 grappes)	$9,1 \times 10^{11}$	$5,3 \times 10^{13}$
	Module (12 000 grappes)	$1,8 \times 10^{13}$	$1,1 \times 10^{15}$

^a Après avoir refroidi 6 ans dans la piscine de stockage.

**Tableau 8-9 : Inventaire de certains radionucléides du combustible irradié stocké à l'ASSCI
 et LOD estimées pour rejets liquides**

Radionucléide	LOD estimées rejets liquides (Bq/a)	Inventaire total du combustible irradié ^a (Bq/grappe)
³ H	$2,8 \times 10^{17}$	$7,0 \times 10^{10}$
⁸⁹ Sr	$2,7 \times 10^{15}$	35
⁹⁰ Sr	$2,5 \times 10^{14}$	$1,1 \times 10^{13}$
⁹¹ Y	$2,0 \times 10^{14}$	2 800
⁹⁵ Zr	$9,4 \times 10^{14}$	36 000
⁹⁵ Nb	$5,7 \times 10^{13}$	80 000
¹⁰³ Ru	$1,3 \times 10^{15}$	0,01
¹⁰⁶ Ru	$1,4 \times 10^{14}$	$2,3 \times 10^{12}$
^{110m} Ag	$7,0 \times 10^{14}$	$6,2 \times 10^8$
¹²⁴ Sb	$2,3 \times 10^{14}$	0,7
¹²⁵ Sb	$5,3 \times 10^{14}$	$4,9 \times 10^{11}$
¹²⁹ I	$1,5 \times 10^{13}$	$5,5 \times 10^6$
¹³⁴ Cs	$1,5 \times 10^{11}$	$1,4 \times 10^{12}$
¹³⁷ Cs	$2,2 \times 10^{11}$	$1,6 \times 10^{13}$
¹⁴¹ Ce	$4,8 \times 10^{15}$	$3,9 \times 10^{-6}$
¹⁴⁴ Ce	$6,5 \times 10^{14}$	$1,7 \times 10^{12}$
¹⁴⁷ Pm	$1,3 \times 10^{15}$	$1,1 \times 10^{13}$
¹⁵² Eu	$1,4 \times 10^{14}$	$2,3 \times 10^8$
¹⁵⁴ Eu	$9,9 \times 10^{13}$	$4,8 \times 10^{11}$
²³⁴ U	$2,0 \times 10^{13}$	$1,9 \times 10^8$
²³⁵ U	$2,1 \times 10^{13}$	$3,1 \times 10^6$
²³⁸ U	$2,2 \times 10^{13}$	$2,3 \times 10^8$
²³⁷ Np	$3,0 \times 10^{12}$	$1,9 \times 10^7$
²³⁹ Np	$4,1 \times 10^{14}$	$3,7 \times 10^8$
²³⁸ Pu	$1,4 \times 10^{12}$	$6,3 \times 10^{10}$
²³⁹ Pu	$1,3 \times 10^{12}$	$1,2 \times 10^{11}$
²⁴⁰ Pu	$1,3 \times 10^{12}$	$1,6 \times 10^{11}$
²⁴¹ Pu	$6,9 \times 10^{13}$	$1,2 \times 10^{13}$
²⁴² Pu	$1,4 \times 10^{12}$	$1,7 \times 10^8$
²⁴¹ Am	$1,6 \times 10^{12}$	$1,4 \times 10^{11}$
²⁴³ Am	$1,6 \times 10^{12}$	$3,7 \times 10^8$
²⁴² Cm	$2,7 \times 10^{13}$	$3,0 \times 10^8$
²⁴⁴ Cm	$2,7 \times 10^{12}$	1×10^{10}

^a Après avoir refroidi 6 ans dans la piscine de stockage.

Tableau 8-10 : Doses estimées à la personne la plus exposée résultant de la combustion d'un ballot de déchets radioactifs

Type de déchet	Dose estimée à la personne la plus exposée (Sv)	Fraction de la limite annuelle de dose (%)
Déchets de réfection compactables	$9,7 \times 10^{-5}$	9,7
Déchets d'exploitation compactables	$2,2 \times 10^{-5}$	2,2
Déchets d'exploitation non compactables	$2,1 \times 10^{-6}$	0,2

Tableau 8-11 : Bilan des impacts en situation de défaillances, d'accidents et d'événements naturels

Événement potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur la population	Dose ou débit de dose estimé aux travailleurs de Gentilly-2	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts sur la population, les travailleurs de Gentilly-2, le milieu physique et les biotes
1. Surexposition des travailleurs de la construction	N.d.	N.a.	$< 2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h	N.a.	Événement non crédible
2. Déversement d'eau lourde	N.d.	$1,5 \times 10^{-6}$ Sv (N.s.)	N.d.	4×10^6 Bq/L de tritium dans le canal de rejet	Impact non significatif
3. Perte de blindage des déchets de retubage de haute activité	N.d.	N.s.	60 Sv/h (à 1 m)	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes
4. Défaillance du contenant de résines usées	N.d.	$1,6 \times 10^{-8}$ Sv (N.s.)	N.d.	90 Bq/L de ^{60}Co dans le canal de rejet	Impact non significatif
5. Perte de blindage des résines usées	N.d.	N.s.	0,046 Sv/h (à 1 m)	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes
6. Perte de blindage d'un filtre usagé	N.d.	N.s.	$3,5 \times 10^{-4}$ Sv (dose externe ; N.s.)	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes
7. Chute d'un filtre usagé	N.d.	$4,6 \times 10^{-11}$ Sv (N.s.)	5×10^{-5} Sv (N.s.)	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes
8. Chute d'un ballot	N.d.	N.s.	N.s.	N.s.	Événement sans conséquence radiologique significative
9. Chute d'une grappe de combustible irradié dans la piscine	N.d.	$2,8 \times 10^{-9}$ Sv (N.s.)	$6,0 \times 10^{-5}$ Sv (N.s.)	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes
10. Perte de blindage du panier de combustible irradié	N.d.	N.s.	2,5 Sv/h (à 1 m)	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes
11. Défaillance à l'ASSCI	N.d.	N.s.	N.s.	N.s.	Impact non significatif
12. Défaillance du silo à déchets de retubage	N.d.	N.s.	N.s.	N.s.	Impact non significatif
13. Fuite des ESRU	N.d.	N.s.	N.s.	N.s.	Impact non significatif
14. Fuite des enceintes de stockage des filtres usagés	N.d.	N.s.	N.s.	N.s.	Impact non significatif

Tableau 8-11 : Bilan des impacts en situation de défaillances, d'accidents et d'événements naturels (suite)

Événement potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur la population	Dose ou débit de dose estimé aux travailleurs de Gentilly-2	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts sur la population, les travailleurs de Gentilly-2, le milieu physique et les biotes
15. Inondation à l'ASSCI	$< 10^{-4}/a$	N.s.	N.s.	N.s.	Impact non significatif
16. Inondation à l'ASDR	$< 10^{-4}/a$	N.s.	N.s.	N.s.	Impact non significatif
17. Vent violent et tornade	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible
18. Séisme : enceintes de stockage des déchets de haute activité	$< 5 \times 10^{-5}/a$	N.d.	N.s.	N.d.	Impact non significatif
19. Séisme : déchets de faible et de moyenne activité	$< 10^{-3}/a$	N.d.	N.s.	N.d.	Impact non significatif
20. Foudre	N.d.	N.d.	N.d.	N.d.	Événement sans conséquence significative sur les unités de stockage
21. Glissement de terrain	N.d.	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible
22. Météorites	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible
23. Changement des conditions climatiques	N.d.	N.d.	N.d.	N.d.	Événement sans conséquence dans l'horizon du projet (2060)
24. Incendie d'un filtre ou d'un ballot	N.d.	$9,7 \times 10^{-5} \text{ Sv}$ (N.s.)	N.s.	N.s.	Impact non significatif
25. Accident de la circulation	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible
26. Écrasement d'un avion	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible
27. Projectiles	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible
28. Industries avoisinantes	N.d.	N.s.	N.s.	N.s.	Événement non crédible
Critère d'acceptabilité	$< 1 \times 10^{-6}/a$	$< 1 \times 10^{-3} \text{ Sv/a}$	Voir le tableau 8-2	Voir le tableau 8-2	
N.a. : non applicable. N.d. : non déterminé. N.s. : non significatif.					

Figure 8-1 : Matrice de détermination des impacts radiologiques potentiels du projet en situation de défaillances, d'accidents et d'événements naturels

Composantes du milieu	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eaux souterraines	Eaux de surface	Air	Biotes aquatiques	Biotes terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du PIPB	Travailleurs du complexe nucléaire de Gently
Construction	ASSCI								■
	IGDRS								■
Manutention et transfert	Préparation de la réfection								
	Déversement d'eau lourde	■	■	■	■	■	■	■	■
	ASDR								
	Chute d'un ballot	■	■	■	■	■			■
	Filtres usagés								
	• Perte de blindage du château de transfert						■	■	■
	• Chute d'un filtre	■	■	■	■	■	■	■	■
	ASSCI								
	Chute d'une grappe dans la piscine de stockage				■		■	■	■
	Chute d'un plateau dans la piscine de stockage				■		■	■	■
	Chute d'un panier (bâtiment)				■		■	■	
	Chute d'un panier (ASSCI)								■
	Chute du château de transfert et perte de blindage				■		■	■	■
	IGDRS								
	Déchets de retubage								
	• Chute d'un château de transfert								■
	• Perte de blindage						■	■	■
	Résines usées								
	• Défaillance d'un contenant	■	■	■	■	■	■	■	■
	• Perte de blindage						■	■	■
Déchets de faible et de moyenne activité									
• Chute d'un élément	■	■	■	■	■	■	■	■	
Filtres usagés									
• Perte de blindage du château de transfert						■	■	■	
• Chute d'un filtre	■	■	■	■	■	■	■	■	
Exploitation	ASSCI								
	Fuite	■	■	■	■	■	■	■	■
	IGDRS et ASDR								
	Fuite d'une structure scellée	■	■	■	■	■	■	■	■
	Défectuosité du système de drainage	■	■	■		■		■	■
Événements naturels	Inondation	■	■	■		■	■	■	■
	Séisme	■	■	■	■	■	■	■	■
	Vent violent et tornade				■		■	■	■
	Foudre								■
	Affaissement et glissement de terrain	■	■	■	■	■	■	■	■
	Météorites	■	■	■	■	■	■	■	■
	Changement de conditions climatiques	■	■	■	■	■	■	■	■
Événements humains	Incendie								
	• Perte de blindage						■	■	■
	• Combustion d'un ballot ou d'un filtre	■	■	■	■	■	■	■	■
	Accident de la circulation								■
	Écrasement d'avion	■	■	■	■	■	■	■	■
	Projectiles						■	■	■
	Industries avoisinantes								■

■ Risque radiologique potentiel.

